INSTITUTO DE TECNOLOGIA Y QUIMICA
DE LA
FACULTAD DE INGENIERIA Y AGRIMENSURA DE MONTEVIDEO

Prof. Ing. G. E. Villar

EL APROVECHAMIENTO DE LA ENERGIA ATOMICA



Apartado de la REVISTA DE INGENIERIA
Nº 551, pág. 93 (1954), Nº 552, pág. 129 (1954), Nº 554, pág. 211 (1954)
Nº 555, pág. 237 (1954), Nº 556, pág. 283 (1954), Nº 558, pág. 360 (1954)

●

MONTEVIDEO (Uruguay)
1954

EL APROVECHAMIENTO DE LA ENERGIA ATOMICA

INDICE

INTRODUCCION

La influencia del aprovechamiento de la energía atómica en el desarrollo de la civilización actual. — Las notas telegráficas que aparecen casi diariamente en la prensa; los comunicados de alguna extensión que con frecuencia creciente se publican en ella; así como las informaciones y memorias que traen muchas de las revistas técnicas y científicas, ponen en evidencia la enorme expectativa con que el mundo entero aguarda uno de los más grandes acontecimientos de la Historia de la Humanidad: la utilización de la energía atómica.

Las investigaciones teóricas y experimentales que en la última década se han realizado en enorme escala con el fin de lograr el aprovechamiento de la energía nuclear, se encuentran ya en un grado de adelanto tal que no es arriesgado prever que en el transcurso de uno o a lo más dos lustros, queden definitivamente resueltos algunos problemas tecnológicos, de los cuales se han establecido ya los fundamentos básicos para su resolución.

La utilización de la energía atómica influirá sobre el progreso de la civilización actual, principalmente en tres aspectos que se enumerarán a continuación:

a) proporcionando al Mundo una nueva fuente de energía, para suplementar las reservas existentes y en algunos casos bastante disminuídas, de los combustibles sólidos, líquidos y gaseosos, que constituyen una materia prima indispensable para el desenvolvimiento de la Industria y de la vida humana;

b) permitiendo llevar la energía, y con ella, el desarrollo industrial, así como grandes facilidades para extender la civilización a regiones que por su situación geográfica son inaccesibles a las plantas de generación de energía por las dificultades que se presentan para el transporte de los combustibles.

c) resolviendo el problema de la propulsión a largas distancias sin reabastecimiento de combustible, la que solucionará el difícil problema del aislamiento de muchas regiones del mundo, con posibilidades de desarrollo industrial, las que deberán recibir con la utilización de la energía atómica un impulso progresista que es imposible en las condiciones actuales de nuestra civilización.

El aprovechamiento de la energía atómica y la generación de energía termo-eléctrica. No obstante las manifestaciones que se acaban de expresar, debe señalarse que de acuerdo con los fundamentos teóricos en que se encuentra actualmente basado el aprovechamiento de la energía nuclear, no existe siquiera en forma remota, la posibilidad de crear por dicho medio fuentes inagotables de energía; y tampoco aparecen perspectivas promisoras para que con su utilización pueda conseguirse una reducción sustancial en el costo de la energía.

Para poner en evidencia la exactitud de esta última afirmación basta tener en cuenta que de acuerdo con los conocimientos que se han divulgado hasta el presente, el empleo de la energía atómica se encuentra exclusivamente basado en utilizar al reactor nuclear como fuente de calor que reemplazaría a los quemadores de combustible en las plantas térmicas de generación de energía eléctrica.

Como en el costo de funcionamiento de dichas plantas se asigna alrededor del 20 % al costo de operación de las instalaciones térmicas ([1]), se deduce que la utilización de la energía atómica sólo podría tener influencia sobre dicha cifra, la que sólo corresponde a una fracción relativamente reducida del costo total de funcionamiento de las plantas termo-eléctricas.

¿Hasta qué punto tiene entonces interés el aprovechamiento de la energía atómica?

De acuerdo con las últimas estadísticas publicadas por la Conferencia Mundial de la Energía ([2]), las probables reservas mundiales de carbón se han estimado en unas 616,000 millones de toneladas, que corresponde a una reserva total de energía de $143Q$; siendo Q, una nueva unidad para expresar la energía calorífica, introducida por Palmer Putnan, de la Comisión de la Energía Atómica de los Estados Unidos, la que equivale a 10^{18}*B.t.u.*, o sean $2{,}52 \times 10^{20}$ calorías ([3]).

Por su parte, las probables reservas mundiales de petróleo alcanzan apenas a 0.7 Q.

Las existencias mundiales de uranio se han calculado en unos 25 millones de toneladas ([4]), lo que correspondería a una reserva de energía de 850 Q si se supone que sólo

se consiguiera un rendimiento del 50% al emplearse el uranio como combustible nuclear. Las reservas de energía serían muy superiores a dicha cifra si se llegara al aprovechamiento total de la energía latente en el uranio y en el torio naturales, lo que parece actualmente muy posible.

El uso de la energía atómica y las economías en el consumo de petróleo. Las informaciones que se han divulgado en los últimos meses sobre el problema de la utilización de la energía atómica ponen de manifiesto, sin lugar a dudas, que el mundo atraviesa por el instante histórico en que se ultiman los detalles para habilitar una nueva fuente de energía para el servicio de la Humanidad.

Una nueva fuente de energía, que vendrá por una parte, a disipar la ansiedad producida por el posible agotamiento de las reservas petrolíferas; y por otra, a llevar la Industria y el confort a regiones en las que el imposible acceso de los combustibles actuales ha paralizado toda iniciativa para dotarlas de los adelantos del progreso humano.

¿Cuánto petróleo se consumió en la última guerra mundial? La respuesta ha quedado rigurosamente guardada dentro de los archivos secretos de las naciones beligerantes.

¿Es posible estimar, siquiera aproximadamente el monto de esa cifra? No se han publicado números; pero es un índice elocuente de su importancia, la preocupación enorme que se manifestó en los Estados Unidos por aumentar sus disponibilidades de petróleo al terminar la guerra, no obstante producirse en sus yacimientos continentales las dos terceras partes del petróleo mundial.

Es indudable, que el consumo de petróleo durante la última guerra mundial sobrepasó límites peligrosamente críticos.

Las reservas actuales de petróleo alcanzan apenas al doscientos-avo de las reservas de carbón; y el ritmo acentuado con que se está consumiendo el petróleo en el mundo ha hecho pensar seriamente en el empleo de sucedáneos.

Como consecuencia de ello, las compañías petroleras más importantes del mundo están invirtiendo sumas enormes en investigaciones dirigidas hacia la obtención de combustibles líquidos a partir del carbón y del gas natural.

La utilización de la energía atómica viene a poner a la disposición del hombre reservas de energía dos mil veces mayores que las reservas petrolíferas; y el desarrollo muy cercano de plantas atómicas móviles para la propulsión de barcos y de grandes aviones, permitirá conseguir grandes economías en los consumos de petróleo que tan necesario es para la vida humana.

Contribución de la energía atómica al progreso humano. Como resultado de la actividad febril con que en varios países del mundo se está trabajando para resolver los numerosos y difíciles problemas que se presentan en el aprovechamiento de la energía atómica, no es arriesgado predecir que dentro de muy breve fecha, plantas atómicas compactas, fácilmente transportables, llevarán la energía y con ella los beneficios de la civilización, a las heladas regiones polares, a las cálidas regiones del trópico y a regiones montañosas hasta ahora inaccesibles para la generación de energía. Posiblemente será éste el más grande de los numerosos triunfos que aguardan al empleo de la energía atómica; el que a su vez será una de las más grandes conquistas conseguidas en la Historia de la Humanidad, gracias al ingenio de los hombres de Ciencia y al empeñoso esfuerzo realizado conjuntamente por varias de las más importantes ramas de la Ingeniería Moderna.

Referencias Bibliográficas

(1) **A. G. Gray.** — Atomic power in Industry. — Steel, 132, Nº 9, 86 (1953).

(2) **World Power Conference.** — Statistical Year - Book of the World Power Conference, Nº 4. — Data on resources and annual statistic for 1936 - 1946. — The Central Office, World Power Conference, London (1948).

(3) **M. Benedict.** — What is delaying industrial nuclear power? — Chemical and Engineering News, 31, 987 (1953).

(4) **C. Goodman.** — Science and Engineering of Nuclear Power. Addison Wesley Press, Cambridge, Massachussetts (1949).

CAPITULO I

Reacciones nucleares con intervención de neutrones

La transmutación artificial de los elementos. — Tan pronto como Rutherford estableció su hipótesis de que la carga nuclear rigiera la distribución de la envolvente elec-

trónica extranuclear de los átomos, quedó específicamente resuelto el problema de la transmutación artificial de los elementos, sobre la base de procesos que modificaran la constitución de los núcleos atómicos.

En el año 1919 inició Rutherford en el Laboratorio Cavendish de la Universidad de Cambridge sus famosas investigaciones experimentales sobre transmutaciones atómicas, que habrían de tener una repercusión sin precedentes dentro del campo de las Ciencias y en la Historia del Mundo.

Bombardeando con partículas alfa los átomos de algunos elementos livianos, obtuvo entonces Rutherford su transmutación con formación de núcleos atómicos de otros elementos. Así por ejemplo, haciendo incidir sobre el nitrógeno rayos alfa emitidos por el radio *C'* obtuvo su transmutación en oxígeno.

Estas investigaciones pusieron de manifiesto lo exíguo del rendimiento obtenido en la transmutación, habiéndose encontrado que por cada millón de partículas alfa incidente, se producía la transmutación de 20 a 30 núcleos de nitrógeno, 60 de carbono y 100 en el caso del aluminio; verificándose además que el número de transmutaciones atómicas disminuía rápidamente con la energía de las partículas alfa incidentes. Esta observación vino a ser el punto de partida para la realización de los aceleradores electrostáticos y electromagnéticos que constituyen hoy los elementos fundamentales de los potentes equipos desintegradores atómicos.

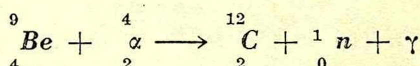
El descubrimiento del neutrón. — Las investigaciones de Rutherford sobre la transmutación artificial de los elementos fueron el punto de partida de una serie de múltiples trabajos experimentales que ocupan un lugar destacadísimo dentro de la Atomística.

Realizando Bothe y Becker en 1930 esta clase de investigaciones, observaron que al excitar el berilio y otros elementos livianos con los rayos alfa del polonio se producía la emisión de una radiación que se supuso semejante a los rayos gamma, pero de un poder penetrante mucho mayor.

La investigación detenida de este fenómeno por los esposos Joliot-Curie en el Instituto del Radio de París, puso en evidencia que la radiación emitida en el transcurso del fenómeno descubierto por Bothe y Becker tenía la propiedad de provocar la expulsión de protones de las sustancias hidrogenadas, lo que supusieron era debido a un nuevo tipo de interacción entre los rayos gamma y la materia.

Al repetirse las experiencias de los esposos Joliot-Curie en el Laboratorio Cavendish, observó Chadwick que la radiación estudiada tenía además la propiedad de comunicar elevadas velocidades, no sólo a los núcleos de hidrógeno, sino también a los núcleos de helio, litio, berilio, boro, carbono, nitrógeno, oxígeno y argón. Como consecuencia del estudio teórico de este fenómeno, llegó Chadwick a la conclusión de que la impulsión recibida por estos núcleos atómicos era debida al resultado de su colisión elástica con una partícula electricamente neutra, de masa aproximadamente igual a la del núcleo atómico del hidrógeno y a la que puso el nombre de "neutrón".

El proceso que se desarrolla al incidir los rayos alfa sobre el berilio se puede representar por la siguiente ecuación nuclear:



$$ {}^{9}_{4}Be + {}^{4}_{2}\alpha \longrightarrow {}^{12}_{2}C + {}^{1}_{0}n + \gamma $$

Es decir que por la acción de los rayos alfa, el berilio se transforma en carbono, con emisión de un neutrón y de un rayo gamma.

Los neutrones obtenidos en las reacciones nucleares poseen velocidades del orden de 15.000 a 20.000 kilómetros por segundo, siendo denominados "neutrones rápidos", los que se transforman en "neutrones lentos" o "neutrones térmicos" si se les hace atravesar grafito o sustancias hidrogenadas como la parafina o el agua, cuyas moléculas degradan por choque elástico la energía del corpúsculo hasta reducirla al orden de magnitud de la energía de agitación térmica molecular. En tales condiciones, la velocidad de los neutrones se reduce hasta el orden de 2 kilómetros por segundo ([1]).

Clasificación de los neutrones de acuerdo con su energía cinética. El comportamiento de los neutrones en presencia de la materia, varía con su energía cinética, de la cual dependen los diferentes tipos de reacciones y fenómenos nucleares que se producen por interacción de los neutrones.

Por este motivo, se ha clasificado a los neutrones de acuerdo con su energía cinética E en la siguiente forma ([2]):

neutrones lentos $0 < E < 1000$ *e.v.*
neutrones intermedios $1 k.e.v < E < 500\ k.e.v.$

neutrones rápidos $0{,}5 M.e.v. < E < 10 M.e.v.$
neutrones muy rápidos $10 M.e.v. < E < 50 M.e.v.$
neutrones ultra-rápidos $50 M.e.v. < E$

e.v. = electrón-voltio; *k.e.v.* = millar de electrón-voltios; *M.e.v.* = millón de electrón-voltios.

Los neutrones lentos se subdividen a su vez en:
neutrones fríos $0 < E < 0{,}002\ e.v.$
neutrones térmicos $0{,}002\ e.v. < E < 1000\ e.v.$

Los neutrones fríos corresponden a una categoría muy especial de neutrones, los que tienen un poder de penetración anormalmente grande a través de las sustancias cristalinas y policristalinas [2].

Los neutrones térmicos difunden a través de la materia con una absorción relativamente pequeña de ellos y tienden a adquirir una distribución de velocidades de la forma maxwelliana:

$$dn\ (v) = Cv^2\ e^{-Mv^2/2kT}\ dv$$

Siendo: $n\ (v)$, el número de neutrones por centímetro cúbico, de velocidad v;
M, la masa del neutrón;
T, la temperatura absoluta del medio en el cual difunden los neutrones;
k, la constante de Boltzman;

$$C = 4\pi n \left(\frac{M}{2\pi\ kT} \right)^{3/2}$$

El máximo de la distribución maxwelliana corresponde a una energía E_o de los neutrones igual a:

$$E_o = kT$$

Desde el punto de vista de la fisión nuclear interesan principalmente los neutrones rápidos y los neutrones térmicos.

La retardación de los neutrones rápidos. — La reducción de la velocidad de los neutrones rápidos en su pasaje a través de la materia, se produce como consecuencia de su dispersión por choque elástico o inelástico con los núcleos atómicos. En el choque elástico se conservan el momento y la energía cinética; mientras que en el choque inelástico se conserva el momento, pero no la energía cinética.

La dispersión elástica predomina en los medios que contienen núcleos livianos, siendo muy eficaz para retardar los neutrones hasta reducir su energía al orden térmico; mientras que la dispersión inelástica es predominante en los medios constituídos por núcleos pesados.

Los núcleos atómicos se clasifican, de acuerdo con su número de masa A, en la siguiente forma:

núcleos livianos	$A < 25$
núcleos medianos	$25 < A < 80$
núcleos pesados	$80 < A$

Siendo A el número entero que más se aproxima a la masa del núcleo considerado.

Desde el punto de vista del estudio de la fisión atómica interesa principalmente la retardación de los neutrones rápidos por dispersión elástica; considerándose el proceso como si fuera esencialmente una colisión del tipo "bolas de billar", pudiendo ser tratado aplicando las leyes de la Mecánica Clásica, sobre la base de los principios de conservación de la energía cinética y del momento.

Como resultado del análisis mecánico se llega a la conclusión de que la energía E del neutrón después del choque con un núcleo liviano de número de masa A, es igual a:

$$E = \frac{A^2 + 1 + 2\ A\ \cos\theta}{(A + 1)^2}\ E_o$$

Siendo:
E_o, la energía del neutrón antes del choque;
θ, el ángulo con el cual se dispersa el neutrón como consecuencia del choque.

La energía mínima E_m con la cual puede dispensarse un neutrón será igual a:

$$E_m = \left(\frac{A-1}{A+1} \right)^2 E_o \qquad \text{para } \theta = \pi$$

Por consiguiente, la reducción de energía $\triangle\ E$ experimentada por el neutrón, será:

$$\triangle\ E = E_o \left[1 - \left(\frac{A-1}{A+1} \right)^2 \right]$$

Mediante la aplicación de esta fórmula se deduce que para moderar un neutrón rápido de 1 *M.e.v.* de energía por su dispersión por núcleos de carbono ($A = 12$), serán necesarias aproximadamente un centenar de colisiones [3].

La interacción de los neutrones lentos con los núcleos atómicos. — Tan pronto como se descubrió el neutrón se trató de utilizarlo en las transmutaciones atómicas, previéndose que como dicho corpúsculo no posee carga eléctrica, podría acercarse suficientemente cerca de los núcleos atómicos como para que se produzca su captura por éstos.

Las reacciones nucleares en que intervienen los neutrones lentos pueden clasificarse en cuatro tipos:

a) captura del neutrón con emisión de un rayo gamma;

b) captura del neutrón con expulsión de una partícula alfa;

c) captura del neutrón con expulsión de un protón;

d) fisión nuclear.

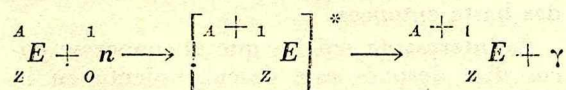
De estas reacciones, la más común es la reacción (a), denominada captura radiativa, la que se produce en la interacción de los neutrones lentos con una gran variedad de núcleos atómicos, tanto livianos como pesados.

Las reacciones correspondientes a los tipos (b) y (c) son escasas y se encuentran limitadas a la interacción del neutrón con los núcleos de unos pocos elementos livianos.

En cuanto a la fisión nuclear, es muy rara y sólo se produce cuando los neutrones lentos se encuentran en presencia de ciertos núcleos de elevado número de masa.

De acuerdo con el modelo nuclear de Bohr la mayor parte de las reacciones que se producen por captura de neutrones se desarrollan en dos etapas: en la primera etapa se produce la incorporación del neutrón al núcleo, distribuyéndose la energía de aquél entre las partículas constituyentes del último, formándose un nuevo núcleo en un estado energético de excitación; realizándose luego una transformación que puede consistir en la expulsión por el nuevo núcleo, de energía bajo la forma de energía radiante (rayos γ), de corpúsculos animados de energía cinética; o produciéndose el estallido del nuevo núcleo con liberación de una gran cantidad de energía, como ocurre en la fisión nuclear.

El proceso nuclear que se desarrolla cuando el núcleo de un elemento capta radiativamente un electrón, puede representarse esquemáticamente por medio de la siguiente ecuación nuclear:



$$ {}^{A}_{Z}E + {}^{1}_{0}n \longrightarrow \left[{}^{A+1}_{Z}E \right]^{*} \longrightarrow {}^{A+1}_{Z}E + \gamma $$

Siendo:

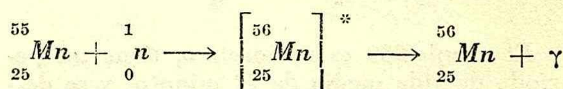
${}^{A}_{Z}E$, el núcleo de un átomo de número atómico Z y número de masa A;

$\left[{}^{A+1}_{Z}E \right]^{*}$, el núcleo excitado del elemento resultante como consecuencia de la captura radiativa del neutrón.

Como la captura de un neutrón por un núcleo atómico trae como consecuencia el aumento de la relación neutrón/protón nuclear, hay grandes probabilidades de que sea radioactivo el núcleo resultante del proceso nuclear considerado. La probabilidad de que esto ocurra es muy grande, cuando la relación neutrón/protón del núcleo irradiado se encuentra cerca del límite superior de estabilidad nuclear para determinado número atómico [1].

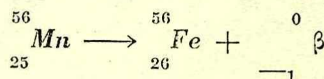
Si el núcleo formado por captura radiativa de un neutrón es inestable, será por lo general emisor de rayos beta; pues de esta manera, el neutrón extra que aumentó la inestabilidad nuclear, se transforma en un protón, con lo cual disminuirá la relación neutrón/protón.

Un ejemplo de esta clase de transmutaciones nucleares se produce cuando se irradia el manganeso por neutrones lentos:



$$ {}^{55}_{25}Mn + {}^{1}_{0}n \longrightarrow \left[{}^{56}_{25}Mn \right]^{*} \longrightarrow {}^{56}_{25}Mn + \gamma $$

En estas condiciones se forma radio-manganeso que tiene un período de vida media de 2.5 horas y se desintegra con emisión de rayos beta, transformándose en hierro:



$$ {}^{56}_{25}Mn \longrightarrow {}^{56}_{26}Fe + {}^{0}_{-1}\beta $$

La serie formada por la sucesión de estas dos últimas ecuaciones nucleares tiene una importancia teórica considerable, pues como resultado final del proceso se obtiene un elemento (hierro) de número atómico superior en una unidad al del elemento irradiado (manganeso). Resulta así la posibilidad de obtener en las transmutaciones nucleares la generación sucesiva de elementos de número atómico cada vez mayor.

La obtención de los elementos transuránicos. — Como la serie de los elementos natu-

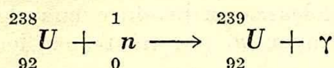
rales conocidos se terminaba con el uranio, cuyo número atómico es igual a 92, se le ocurrió a Fermi, del Instituto de Física de la Universidad de Roma, la idea de irradiar al uranio con neutrones lentos, para obtener así elementos transuránicos; es decir, de número atómico superior al del uranio.

Fermi anunció en 1934 que había obtenido por este procedimiento el elemento de número atómico 93; sin embargo, luego de un examen muy discutido de los resultados experimentales obtenidos por Fermi, se llegó a la conclusión de que era muy dudoso el descubrimiento del primer elemento transuránico.

Es interesante señalar que seis años más tarde, utilizando la técnica indicada por Fermi, fué obtenido en la Universidad de California el elemento 93 por los investigadores McMillan y Abelson, quienes le pusieron el nombre de "neptunio".

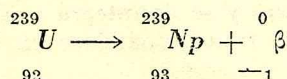
En trabajos realizados independientemente durante la última guerra mundial, en el Instituto de Química de Berlín, Strassmann y Hahn obtuvieron también el elemento 93, determinando sus propiedades ([4]).

Irradiando con neutrones lentos al uranio natural, que está principalmente constituído por uranio-238, se forma uranio-239 con emisión de un rayo γ:



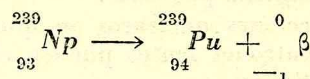
$$ {}^{238}_{92}U + {}^{1}_{0}n \longrightarrow {}^{239}_{92}U + \gamma $$

El uranio-239 es radioactivo, tiene un período de vida media de 23 minutos y se desintegra con emisión de rayos beta, transformándose en neptunio:



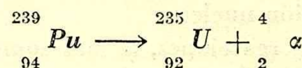
$$ {}^{239}_{92}U \longrightarrow {}^{239}_{93}Np + {}^{0}_{-1}\beta $$

Posteriormente se demostró que el neptunio obtenido en esta última reacción es también radioactivo, tiene un período de vida media de 2.3 días y se desintegra con emisión de rayos beta, transformándose en un nuevo elemento transuránico, el plutonio, de número atómico 94:



$$ {}^{239}_{93}Np \longrightarrow {}^{239}_{94}Pu + {}^{0}_{-1}\beta $$

Este isótopo del plutonio es a su vez radioactivo, tiene un período de vida media de 24,000 años y se desintegra con emisión de partículas alfa, transformándose en uranio-235:



$$ {}^{239}_{94}Pu \longrightarrow {}^{235}_{92}U + {}^{4}_{2}\alpha $$

El plutonio-239 existe en la naturaleza; habiendo reconocido su presencia Seaborg y Perlman en 1942, en una muestra de pechblenda de Canadá ([5]).

Referencias Bibliográficas

(1) S. Glasstone. — Sourcebook on Atomic Energy. — D. Van Nostrand Co., Inc., New York (1950).

(2) E. Segré, P. Morrison, B. T. Feld. — Experimental Nuclear Physics, Volumen II. — John Wiley & Sons, Inc., New York (1953).

(3) R. E. Lapp, H. L. Andrews. — Nuclear Radiation Physics. — Prentice Hall, Inc., New York (1949).

(4) M. E. Weeks. — Historia de los Elementos Químicos. — Manuel Marin — Editor, Barcelona (1949).

(5) G. T. Seaborg. — The Actinide Elements. - McGraw - Hill Book Company, Inc., New York (1954).

CAPITULO II

La fisión nuclear

Descubrimiento de la fisión nuclear. — Investigando en el Instituto de Química de Berlín la acción de los neutrones lentos sobre el uranio, con el objeto de obtener elementos transuránicos, Hahn y Strassmann observaron en enero de 1939 un fenómeno sensacional: el estallido de los núcleos de uranio irradiados con neutrones lentos, con emisión de una cantidad de energía del orden de 200 *M.e.v.*

El nuevo fenómeno, denominado "fisión" en razón de las características propias, provocó dentro del campo de la Ciencia uno de los momentos de mayor espectativa y entusiasta actividad, pues el proceso no sólo se presentaba con características nuevas e imprevistas, sino además, porque la energía liberada era diez veces mayor que la registrada en las transmutaciones nucleares conocidas hasta entonces.

Es interesante señalar que al conocerse pocos días después este descubrimiento en la

V Conferencia de Física Teórica, realizada en Wáshington, Meyer y Hafstad idearon un método muy simple para verificar la existencia de la fisión por medio del registro de las grandes pulsaciones de ionización que deberían producir los fragmentos del átomo fisionado [1].

De esta manera la fisión se comprobó rápidamente en los más notables laboratorios del mundo, surgiendo la idea de que el fenómeno fuera debido a uno de los isótopos constituyentes del uranio natural el que está formado por una mezcla de tres isótopos de números de masa 238, 235 y 234, siendo su abundancia relativa igual respectivamente a 99.28 %, 0.71 % y 0.006 % [2].

En abril de 1940, consigue Nier, de la Universidad de Minnesota, la separación de los isótopos del uranio, por medio de un espectrógrafo de masas, por cuyo tubo de descarga se hacían circular vapores de hexafluoruro de uranio.

Los isótopos así separados se enviaron luego a la Universidad de Columbia, donde Fermi y sus colaboradores comprobaron que el agente activo de la espectacular reacción era el uranio-235.

Características físico-químicas de la fisión nuclear. — Durante la fisión, los núcleos de uranio-235 se parten asimétricamente con emisión de neutrones, para dar origen a dos núcleos más livianos, cuyas masas pueden variar dentro de límites relativamente amplios; predominando los núcleos de números de masa cercanos a 95 y 140.

El nombre de "fisión" ha sido establecido para individualizar el proceso en que un núcleo pesado estalla, dividiéndose en dos partes groseramente iguales. También se da a este proceso el nombre de "fisión binaria", debido a que también se han observado fisiones ternarias y cuaternarias.

La relación entre el número de fisiones ternaria y binaria que se producen al excitar el uranio natural con neutrones lentos es del orden de 0.003; mientras que la relación entre el número de fisiones cuaternaria y binaria apenas alcanza a 0.0003 [3]. Con el nombre de "fisión" se designa generalmente a la fisión binaria.

Se ha observado la fisión de muchos núcleos atómicos de número de masa superior a 200, sometiéndoles al bombardeo por neutrones, fotones, electrones, protones, deuterones y partículas alfa. Desde el punto de vista de la utilización de la energía atómica

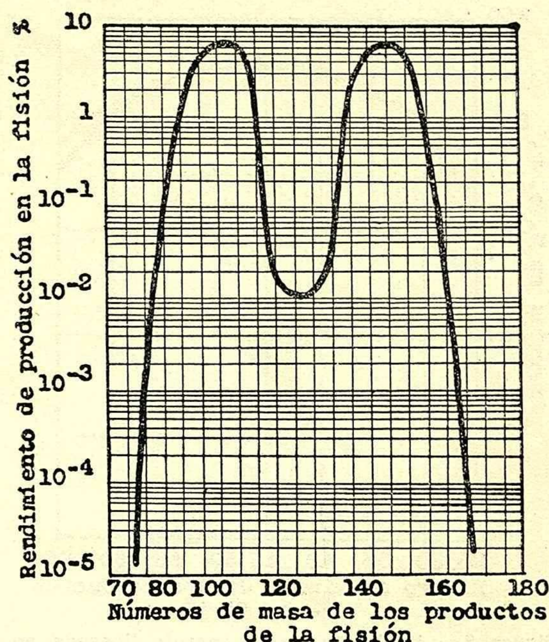


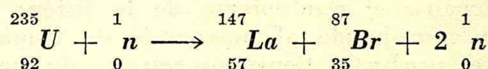
Figura 1. - Variación del número de masa de los productos de la fisión con respecto al porcentaje de fisiones que les han originado.

interesa principalmente la fisión producida por la acción de los neutrones.

El descubrimiento de la fisión fué el resultado del reconocimiento de la presencia de elementos de moderada masa atómica, tales como el bario y el lantano en los productos obtenidos como resultado de la acción de los neutrones lentos sobre el uranio.

Como el número atómico del lantano es 57, mientras que el del uranio es 92, el otro producto de la fisión debería ser presumiblemente el bromo, cuyo número atómico es 35.

El proceso de fisión del uranio-235 podría en este caso representarse por la siguiente reacción nuclear:



$$ {}^{235}_{92}U + {}^{1}_{0}n \longrightarrow {}^{147}_{57}La + {}^{87}_{35}Br + 2\,{}^{1}_{0}n $$

Como los núcleos de lantano y de bromo así formados tienen una masa superior a la de los isótopos naturales más pesados de dichos elementos, dichos núcleos son muy inestables y se desintegran en forma sucesiva con emisión de neutrones y de rayos beta, hasta llegar a núcleos de masa apropiada a su carga.

La ecuación nuclear que antecede pone en evidencia que el uranio-235 tiende a fisio-

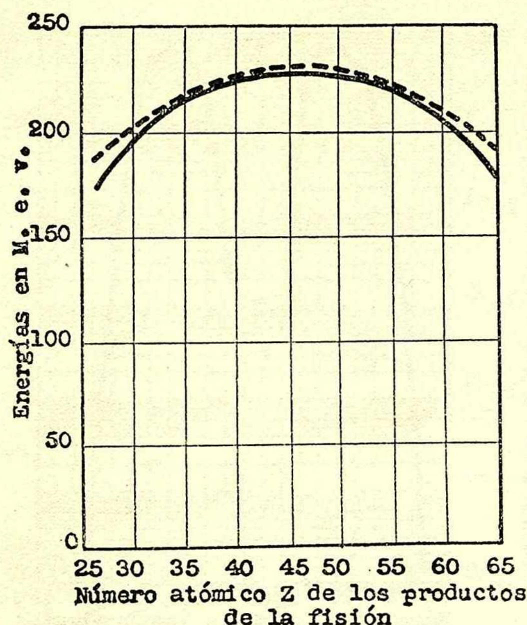


Figura 2. - Variación de la energía liberada en la fisión del uranio en las condiciones establecidas en el análisis comparativo de Beck y Havas.

narse asimétricamente en dos fragmentos de masas que difieren en forma muy apreciable. Esta particularidad fué observada tan pronto como se inició el estudio experimental del fenómeno, el que puso de manifiesto que los productos de la fisión se clasificaban en dos grupos de partículas de poder ionizante diferente y presumiblemente de energías distintas ([4]).

El estudio analítico de los productos de la fisión ha permitido reconocer más de sesenta productos primarios diferentes, que corresponden a más de 30 maneras de producirse la división de los núcleos de uranio-235.

El diagrama de la figura 1 permite tener una idea de las masas correspondientes a los productos de la fisión. Se han tomado como abscisas los números de masas de éstos y como ordenadas el rendimiento de la fisión; el que corresponde al porcentaje de fisiones cuyos productos tienen un número de masa determinado, con respecto al total de fisiones observadas ([4]).

La figura 1 pone en evidencia que los productos de la fisión pueden separarse en dos grupos; el grupo "liviano" con números de masa comprendidos entre 75 y 110, y el grupo "pesado", en el cual los números de masa varían entre 125 y 160.

Se observa en dicha figura que la fisión simétrica, que se produce con emisión de partículas de número de masa igual a 118 es muy rara, produciéndose apenas en el 0.01 % de los casos. En cambio la fisión más frecuente es asimétrica, y se produce alrededor de 7 % de las veces y corresponde a la división en partículas de números de masa vecinos a 95 y a 140.

Beck y Havas han tratado de explicar la fisión asimétrica del uranio en la forma sencilla que se detalla a continuación ([7]).

De acuerdo con el principio de la equivalencia entre la masa y la energía establecido por Einstein, la cantidad de energía E liberada en la fisión nuclear, debería ser igual a:

$$E = \triangle M c^2$$

Siendo $\triangle M$ la disminución de masa producida durante la fisión y c la velocidad de la luz.

Si se supone que el uranio-235 de masa isotópica M y de número atómico igual a 92 se fisione en dos núcleos de números atómicos iguales a Z y (92-Z) y de masas isotópicas respectivamente iguales a M_Z y $M_{(92-Z)}$; se tendrá, de acuerdo con la ecuación de Einstein:

$$E = [M - M_Z - M_{(92-Z)}]\ c^2$$

En la figura 2 se ha representado con trazo contínuo la curva que corresponde a la variación de la energía liberada en la fisión del uranio en las condiciones previstas, cuando el número atómico Z de uno de los fragmentos varía entre 25 y 65.

Puede suponerse, por otra parte, que la energía cinética de los fragmentos de la fisión de la intensa repulsión electrostática que se produce entre los nuevos núcleos formados de cargas nucleares iguales a Ze y a $(92\text{-}Z)e$, en el instante mismo en que tienden a separarse; en que se encuentran a una distancia algo superior al diámetro nuclear D del uranio.

La energía potencial correspondiente a esta repulsión sería, de acuerdo con los citados autores igual a la energía E liberada en la fisión. Por consiguiente:

$$E = \frac{Z(92\text{-}Z)\ e^2}{D}$$

Se ha representado con trazo punteado en la figura 2, la forma como varía este valor de E cuando el número atómico Z de uno de los fragmentos varía desde 25 hasta 65.

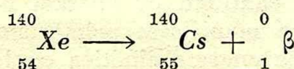
Suponen los investigadores citados que la probabilidad de fragmentación en determinada forma será tanto mayor cuanto más próximas se encuentren las curvas correspondientes a las dos hipótesis admitidas.

El examen de la figura 2 pone de manifiesto que las fragmentaciones más favorables según dicha hipótesis, corresponderían a los números atómicos $Z = 37$ y $Z = 55$, valores que se encuentran próximos a los resultados experimentales.

La radioactividad de los productos de la fisión. — Una de las características más notables de los productos de la fisión es su radioactividad, la cual se debe a que la relación entre el número de neutrones y protones contenidos en sus núcleos es demasiado elevada para su estabilidad. Aun en el caso de que se produzca la emisión inmediata de un neutrón por el producto de la fisión, la relación neutrón/protón del nuevo núcleo formado es demasiado alta y por ello se produce en forma sucesiva la desintegración de éste con emisión de rayos beta hasta llegar a la producción de un núcleo estable.

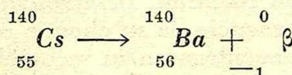
Un ejemplo muy interesante de este tipo de transmutaciones radioactivas que siguen a la fisión, se presenta en el caso del xenón-140, que se produce con un rendimiento de 6,3 % en la fisión (4).

El xenón-140 es radioactivo, tiene un período de vida media de 16 segundos y se desintegra con emisión de rayos beta, transformándose en cesio-140:



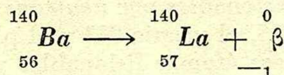
$$^{140}_{54}Xe \longrightarrow {}^{140}_{55}Cs + {}^{0}_{-1}\beta$$

El cesio-140 es a su vez radioactivo, tiene un período de vida media de 66 segundos y se desintegra con emisión de rayos beta, transformándose en bario-140:



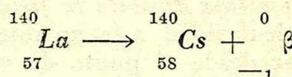
$$^{140}_{55}Cs \longrightarrow {}^{140}_{56}Ba + {}^{0}_{-1}\beta$$

El bario-140 tiene un período de vida media de 12, 8 días y se desintegra con emisión de rayos beta, transformándose en lantano-140:



$$^{140}_{56}Ba \longrightarrow {}^{140}_{57}La + {}^{0}_{-1}\beta$$

Finalmente, el lantano-140 que tiene un período de vida media de 40 horas, se desintegra con emisión de rayos beta, transformándose en el isótopo 140 estable del cesio:



$$^{140}_{57}La \longrightarrow {}^{140}_{58}Cs + {}^{0}_{-1}\beta$$

Una característica muy importante de las transmutaciones radioactivas con emisión de rayos beta es que su declinación se produce de acuerdo con la conocida ley exponencial; siendo el período de vida media correspondiente a dicha declinación, específico de cada núcleo radioactivo. Por este motivo, la determinación experimental de dicho período permite identificar los productos de la fisión, cuando éstos son radioelementos de período de vida media conocido.

Es importante hacer notar que aun cuando la transformación de los productos de la fisión se produce con emisión de rayos beta y de neutrones, la emisión de estos últimos se realiza con mucho menos frecuencia. Por regla general se produce la emisión de un neutrón por cada 500 rayos beta (1).

El proceso de emisión de rayos beta va frecuentemente acompañado de la emisión de rayos gamma, debido a que el nuevo núcleo formado, como consecuencia de la expulsión de una partícula beta por un núcleo radioactivo, contiene un exceso de energía y se encuentra en un cierto estado anormal de excitación. Al expulsar la energía en exceso, bajo la forma de un rayo gamma, el nuevo núcleo pasa a su estado normal, que puede ser estable o inestable.

La transición energética que da origen a la emisión de un rayo gamma, se denomina transición isomérica, debido a que en ella no se produce ninguna modificación en el número de neutrones y protones contenidos en el núcleo antes y después de emitir el rayo gamma; denominándose isómeros a los núcleos que tienen el mismo número de neutrones y de protones, pero diferentes estados energéticos.

Como muy frecuentemente la emisión de rayos gamma va seguida de la fotoexpulsión de electrones de la envolvente extranuclear del átomo, aparece como efecto secundario la emisión de rayos *X*, la que tiene gran importancia, pues permite identificar al núcleo que emitió el rayo gamma.

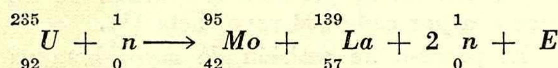
Por este motivo, el estudio del espectro de los rayos *X* emitidos en el transcurso de la

fisión y de las subsiguientes transmutaciones radioactivas, constituye uno de los medios de identificación de los elementos producidos en el transcurso de la fisión ([1]).

Energía emitida durante la fisión nuclear. — La particularidad más notable de la fisión nuclear desde el punto de vista de su aplicación a la generación de energía, es la gran cantidad de energía que se libera en dicho proceso nuclear, la que se manifiesta primariamente bajo la forma de energía cinética en los productos de la fisión y en los neutrones, electrones (rayos beta), fotones (rayos gamma) y neutrinos emitidos en el transcurso del proceso.

La energía liberada es del orden de los 200 *M.e.v.* o sea diez veces mayor que la desarrollada en las reacciones nucleares conocidas antes del descubrimiento de la fisión.

El diagrama de la figura 1, pone en evidencia que uno de los procesos más corrientes es la fisión del uranio-235 con formación de núcleos de números de masa 95 y 139; es decir:



$$ {}^{235}_{92}U + {}^{1}_{0}n \longrightarrow {}^{95}_{42}Mo + {}^{139}_{57}La + 2\,{}^{1}_{0}n + E $$

siendo *E*, la cantidad de energía liberada en la fisión.

La masa isotópica del uranio-235 es 235.124; y la masa del neutrón es 1.00895. Por otra parte, las masas isotópicas del molibdeno-95 y del lantano-139 son respectivamente iguales a 94.945 y 138.955.

La diferencia entre las masas de los productos de la fisión y las masas del sistema reaccionante, acusa un déficit de masa igual a 0.215 unidades de masa atómica, el que corresponde a la cantidad de materia transformada en energía en la fisión nuclear, de acuerdo con la ley de la equivalencia entre la masa y la energía.

De acuerdo con la ecuación de Einstein, la unidad de masa atómica corresponde a una cantidad de energía igual a 1.49×10^{-3} ergios; o sea 931.8 *M.e.v.*

Por consiguiente:

$$ E = 0.215 \times 931.8 = 200.3 \ M.e.v. $$

Este cálculo es solamente aproximado, debido a la incertidumbre que existe sobre los núcleos formados durante la fisión.

La energía liberada puede calcularse a partir de la repulsión electrostática de los fragmentos de la fisión en el instante en que el núcleo de uranio se fisiona.

También puede determinarse dicha energía a partir de la ionización producida por la fisión; siendo éste el procedimiento empleado en las primeras medidas realizadas.

La energía liberada en la fisión del uranio ha sido también medida calorimétricamente, encontrándose en tal caso como promedio un valor de 177 *M.e.v.* ([3]). En este caso parte de la energía escapa del calorímetro bajo la forma de neutrinos y de rayos gamma.

Desde el punto de vista energético hay también una característica muy interesante en la fisión nuclear; y es ésta, el notable incremento de la energía de ligazón por nucleón que se produce en el proceso.

Para los núcleos de números de masa comprendidos entre 75 y 160 que corresponden a los productos de la fisión, la energía de ligazón por nucleón varía entre 8.8 y 8.1 *M.e.v.*; mientras que para el uranio-235, la energía de ligazón de las partículas que constituyen su núcleo es del orden de 7.4 *M.e.v.*

Es posible calcular aproximadamente la energía liberada en la fisión nuclear, a partir de la energía de ligazón de los núcleos atómicos que intervienen en el proceso. La energía de ligazón por nucleón del molibdeno-95 es igual a 8.5 *M.e.v.* y la del lantano-139 es de 8.3; por consiguiente:

$$ E = 95 \times 8.5 + 139 \times 8.3 - 235 \times 7.4 = 220 \ M.e.v. $$

La gran cantidad de energía liberada en la fisión se manifiesta primariamente bajo la forma de energía cinética en los productos de la reacción.

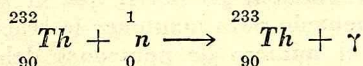
La energía cinética de los fragmentos del núcleo fisionado es por lo general del orden del 85 % de la energía total liberada en el proceso. Los nuevos núcleos formados recorren trayectorias que pueden llegar hasta 0.1 mm. de longitud, desarrollándose calor como consecuencia de su choque con los átomos que encuentran en su recorrido ([5]).

Por su parte, los neutrones producidos en la fisión pueden llegar a recorrer desde varios decímetros a un metro o más; pudiendo dar origen a una nueva fisión o ser absorbidos por las diferentes especies de átomos que se encuentran en el medio.

Atomos fisionables por neutrones lentos. — El uranio-235, el uranio-233 y el plutonio-239 son los únicos átomos fisionables por neutrones lentos que se conocen.

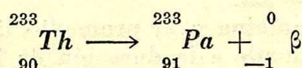
El uranio-233 no existe en la naturaleza en forma apreciable, pero se forma irradiando con neutrones lentos al torio natural, que está esencialmente constituído por torio-232.

Por captura de un neutrón lento, el torio-232 se transforma en torio-233 con emisión de un rayo gamma:



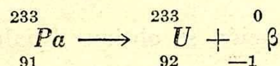
$$ {}^{232}_{90}Th + {}^{1}_{0}n \longrightarrow {}^{233}_{90}Th + \gamma $$

El torio-233 es radioactivo, tiene un período de vida media de 23 minutos y se desintegra con emisión de rayos beta, transformándose en protoactinio-233:



$$ {}^{233}_{90}Th \longrightarrow {}^{233}_{91}Pa + {}^{0}_{-1}\beta $$

El protoactinio-233 es también radioactivo, tiene un período de vida media de 27,4 días y se desintegra con emisión de rayos beta, transformándose en uranio-233:



$$ {}^{233}_{91}Pa \longrightarrow {}^{233}_{92}U + {}^{0}_{-1}\beta $$

Este isótopo del uranio es también radioactivo, emite rayos alfa y tiene un período de vida media de 163,000 años.

Debido al período de vida media muy largo del uranio-233, es posible transformar en ese isótopo al torio natural por irradiación con neutrones lentos.

Este proceso nuclear es de considerable importancia pues constituye la base de la utilización de las grandes reservas naturales de torio en la generación de la energía eléctrico-nuclear.

Es interesante señalar que el uranio-235 se fisiona espontáneamente, a razón de 40 fisiones por minuto y por gramo de sustancia, lo cual tiene mucha importancia desde el punto de vista del empleo de la fisión nuclear en la generación de energía, pues la fisión espontánea del uranio-235 constituye la fuente inicial de neutrones en los reactores nucleares a base de uranio.

También experimentan la fisión por neutrones térmicos el americio-241 y el americio-242 ([6]); sin embargo estos isótopos del americio no se tienen en cuenta desde el punto de vista del aprovechamiento de la energía atómica debido a que no existen en la naturaleza y a que los procedimientos que actualmente se utilizan para su obtención tienen un rendimiento muy bajo.

Fisión por neutrones rápidos. — La fisión de ciertos núcleos pesados como los del uranio-238, torio-232, protoactinio-231 y neptunio-237 puede producirse también por la acción de neutrones rápidos.

Aun cuando esta reacción nuclear tiene un rendimiento inferior al de la fisión por neutrones térmicos, se caracteriza porque la producción de neutrones secundarios es mayor que en esta última.

La fisión por neutrones rápidos ha adquirido últimamente mucho interés desde el punto de vista de la utilización de la energía atómica, debido a que uno de los tipos de reactores destinados a la generación de energía eléctrico-nuclear está basado en la fisión del uranio-235 por neutrones rápidos.

Se ha observado también que es posible conseguir la fisión de muchos núcleos normalmente estables como los de bismuto, plomo, talio, mercurio, oro, etc., por irradiación con neutrones ultra-rápidos de energías de 100*M.e.v.* o más. Este tipo de fisión parecería por el momento, que no tiene un interés práctico inmediato ([4]).

Realización de la fisión como "reacción en cadena". — Cuando se fisiona el uranio-235 por la acción de neutrones térmicos, se produce como promedio, la emisión de 2.5 neutrones rápidos. Esta particularidad del fenómeno sugirió la idea de que la fisión del uranio pudiera propagarse bajo la forma de "reacción en cadena", si uno de los neutrones secundarios fuera a su vez susceptible de provocar una nueva fisión y así sucesivamente.

Como en la fisión de cada átomo de uranio-235 se ponen en libertad 200 M.e.v., la energía liberada mediante una reacción en cadena en una gran masa de uranio sería extraordinariamente grande.

Para que se produzca la fisión del uranio como reacción en cadena, es necesario que después de la fisión primaria y luego de haberse realizado todos los procesos secundarios susceptibles de absorber neutrones, quede por lo menos un neutrón en condiciones de llevar a cabo una nueva fisión.

Como consecuencia de la fisión del uranio-235 se ponen en libertad como promedio, 2.5 neutrones por átomo fisionado, de los cuales se requiere uno para producir la fisión siguiente, quedando por lo tanto disponibles 1.5 neutrones para atender a los demás procesos que pueden realizarse con ab-

sorción de neutrones y a los cuales nos referiremos a continuación.

Los neutrones rápidos tienen una energía de 1 a 2 M.e.v. y pueden producir la fisión del uranio-235 y del uranio-238, pero con una probabilidad mucho menor que la correspondiente a la fisión del uranio-235 por neutrones lentos.

Para evitar las pérdidas de neutrones por este motivo, así como la absorción de neutrones rápidos por otros procesos, conviene introducir en el sistema reaccionante una sustancia moderadora que reduzca rápidamente la energía cinética de los neutrones, para llevarlos al estado térmico, en que con una energía de 0.3 e.v. actuarán más eficazmente en la fisión del uranio-235.

También puede originarse la absorción de neutrones por el uranio-238 para formar plutonio, cuando la energía de aquéllos corresponde al nivel de resonancia, o sea a unos 100 e.v..

La absorción de neutrones por el uranio-238 no se produce en el momento de la fisión, pero en cambio el riesgo de su captura es bastante grande al pasar los neutrones por la región de resonancia, en el transcurso del proceso de moderación a que se les somete para llevarlos al estado térmico ([3]).

Puede además producirse la absorción de neutrones por los productos de la fisión o por otras sustancias existentes como impurezas en el medio reaccionante, o agregadas deliberadamente con tal fin.

Por último, pueden originarse pérdidas importantes de neutrones por fugas hacia el exterior del sistema, las que es posible reducir dando a éste una masa suficientemente grande.

Si se aumenta en forma progresiva la masa del sistema reaccionante, disminuirá gradualmente la relación entre las pérdidas de neutrones por fugas hacia el exterior y la producción de neutrones en la fisión, hasta alcanzarse un valor tal en que la producción y la desaparición de neutrones por diferentes causas, se encontrarán equilibradas. Se dice entonces que el sistema tiene entonces su "tamaño crítico".

Cuando el sistema reaccionante posee las dimensiones correspondientes a su tamaño crítico, el contenido de neutrones permanece constante; es decir, su "factor de reproducción" k es igual a la unidad.

Si el factor de reproducción es igual o ligeramente superior a la unidad, la reacción en cadena es posible; pero si k es menor que la unidad, aun en una muy pequeña cantidad, la reacción en cadena no puede mantenerse ([4]).

El factor de reproducción k corresponde en realidad al número de neutrones existentes al final de una generación, por cada uno de los neutrones presentes en el comienzo de dicha generación. Es decir, que si se necesita un neutrón para mantener la reacción en cadena, el número de neutrones deberá incrementarse en el valor $(k - 1)$ en el transcurso de una generación.

Por lo tanto, si inicialmente había N neutrones, su incremento en el transcurso de la reacción en cadena deberá realizarse a razón de un aumento de $N\ (k - 1)$ neutrones en cada generación.

Si se denomina τ al promedio de tiempo que corresponde a la duración de las sucesivas generaciones de neutrones en el sistema reaccionante considerado, se tendrá:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{n(k-1)}{\tau}$$

Por integración se obtiene finalmente:

$$n = n_0\, e^{\frac{(k-1)t}{\tau}}$$

Siendo: n_0, el número inicial de neutrones; n, el número de neutrones existentes después de transcurrido el tiempo t.

Si para un caso particular se supone $k = 1.005$ y se adopta para el promedio de vida del neutrón, τ, el valor razonable de 0.001 segundo; se deducirá por medio de la fórmula anterior que:

$$n = n_0\, e^{5t}$$

Es decir que si se realizara la fisión en las condiciones establecidas a título de ejemplo, al cabo de un segundo, el contenido de neutrones del medio se habría hecho unas 150 veces mayor ([4]).

El incremento del número de neutrones significa un aumento de la velocidad de fisión y por consiguiente un aumento en la velocidad de generación de energía.

Por este motivo, tan pronto como se alcanza en un reactor nuclear la velocidad de generación de energía deseada, debe llevarse el factor de reproducción k exactamente a

la unidad, sea introduciendo en el sistema sustancias absorbentes de neutrones, o facilitando el escape de estos hacia el exterior.

Pilas atómicas o reactores nucleares. — Una pila atómica o reactor nuclear es esencialmente un sistema reaccionante en cadena, en el cual la energía originada por la fisión del uranio, plutonio u otro material fisionable se libera en condiciones predeterminadas.

Si un reactor nuclear tiene exactamente su tamaño crítico, los neutrones producidos en cada fisión deberán en promedio dar origen a una nueva fisión, manteniéndose constante la densidad de neutrones y siendo su factor de reproducción k igual a la unidad.

En la práctica los reactores se realizan de modo que dicho factor k sea ligeramente superior a la unidad.

El reactor puede hacerse supercrítico ($k > 1$), crítico ($k = 1$) o subcrítico ($k < 1$), utilizando las llamadas barras de contralor, formadas por materiales muy absorbentes de neutrones, las que se introducen más o menos dentro del reactor, de acuerdo con la intensidad que se desee dar a la reacción en cadena.

En los reactores que trabajan con neutrones térmicos se usan generalmente barras de acero revestidas de cadmio o de boro.

La mayor parte de los reactores que hay actualmente en funcionamiento son neutrones térmicos; y como los neutrones producidos en la fisión nuclear son neutrones rápidos, tales reactores contienen sustancias moderadoras, cuyo objeto es reducir la energía cinética de los neutrones hasta llevarla al orden de magnitud de la agitación térmica molecular.

Se utilizan frecuentemente como moderadores el grafito, el agua pesada y el agua común. Como el agua pesada tiene un poder absorbente de neutrones muy inferior al del agua común, su empleo es obligado cuando la economía de neutrones es de primaria importancia en un reactor.

Así por ejemplo, en los reactores que utilicen como combustible nuclear uranio natural, que contiene apenas un 0.7 % de uranio-235, parecería difícil que pueda realizarse la reacción en cadena si se usa como moderador el agua común (8), debido a que el factor de reproducción bajará rápidamente por debajo de la unidad, como consecuencia de la pérdida de neutrones absorbidos por el agua.

En cambio, cuando se usa uranio suficientemente enriquecido con uranio-235, los requisitos impuestos al moderador no son tan exigentes, pudiendo en tal caso emplearse el agua común como moderador.

Para evitar la absorción de neutrones por el uranio-238 que frecuentemente se encuentra en grandes proporciones en los combustibles nucleares, se distribuye muy amenudo el uranio en los reactores nucleares, bajo la forma de trozos dentro del moderador. En estas condiciones, si la fisión se produce en el interior de un trozo de uranio, los neutrones rápidos formados atraviesan rápidamente la masa de uranio sin ser absorbidos. Los neutrones entran luego al seno del moderador, donde se produce su termalización, pasando entonces su energía por la región de resonancia del uranio sin que se produzca la absorción de neutrones, debido a que en tales circunstancias éstos se encuentran solamente en presencia del moderador.

Después de haberse producido la termalización de los neutrones, éstos difunden a través del moderador hasta entrar nuevamente en contacto con los trozos de uranio, donde los neutrones térmicos reaccionan produciendo nuevas fisiones.

La masa crítica de un reactor puede reducirse envolviendo al núcleo reaccionante con una capa de un material reflector de neutrones que refleje hacia el interior del núcleo los neutrones que tienden a escapar hacia el exterior.

Generalmente se utilizan como reflectores de neutrones al grafito, berilio o el óxido de berilio.

Referencias Bibliográficas

(1) **W. E. Stephens.** — Nuclear Fission and Atomic Energy. — The Science Press, Lancaster, Pa. (1948).

(2) **G. T. Seaborg, J. J. Katz.** — The Actinide Elements Mc Graw - Hill Book Company, Inc., New York (1954).

(3) **D. Halliday.** — Introductory Nuclear Physics. — John Wiley & Sons, Inc., New York 1950).

(4) **S. Glasstone, M. C. Edlund.** — The Elements of Nuclear Reactor Theory. — D. Van Nostrand Co., Inc., New York (1952).

(5) **J. A. Lane, S. McLain.** — The design of nuclear power plants. — Chemical and Engineering Progress, 49, Nº 6, 287 (1953).

(6) **E. Segré, P. Morrison, B. T. Feld.** — Experimental Nuclear Physics, Vol. II. — John Wiley & Sons, Inc., New York (1953).

(7) **J. Thibaud.** — Puissance de l'Atome. — Editions Albin Michel, París (1949).

(8) **W. H. McCorkle.** — Weavy water in nuclear reactors. — Nucleonics, 11, Nº 5, 21 (1953).

CAPITULO III

Características generales de los reactores nucleares

Clasificación de los reactores nucleares. — De acuerdo con las características correspondientes a la fisión nuclear, los reactores pueden clasificarse en dos grandes grupos: reactores térmicos y reactores rápidos.

En los reactores térmicos, la fisión se realiza por medio de neutrones térmicos y por ello el sistema reaccionante está principalmente constituído por la sustancia fisionable y el moderador. En los reactores rápidos no hay moderador, debido a que la fisión se produce por la acción de neutrones rápidos.

La gran mayoría de los reactores que se encuentran en funcionamiento son reactores lentos; sin embargo, las experiencias realizadas con reactores rápidos han puesto en evidencia algunas ventajas importantes de éstos, desde el punto de vista de su empleo en la generación de energía. Por este motivo hay en estos momentos un gran interés por el estudio y la utilización de los reactores rápidos.

Los reactores térmicos pueden a su vez clasificarse en dos tipos: reactores heterogéneos y reactores homogéneos. En los primeros el material fisionable y el moderador se distribuyen bajo la forma de una estructura compuesta por elementos heterogéneos, en la que se da al material fisionable la forma de agregados de dimensiones relativamente importantes. Son de este tipo la mayor parte de los reactores térmicos que utilizan como material fisionable al uranio metálico o al uranio enriquecido con uranio-235.

Los reactores heterogéneos pueden también dividirse en dos grupos de características constructivas diferentes, según se utilice como moderador al grafito, al agua pesada o al agua común.

En los reactores homogéneos el material fisionable y el moderador se encuentran íntimamente mezclados bajo la forma de una solución. Tal es el caso, por ejemplo, del reactor térmico existente en el Laboratorio de Los Alamos (New México), constituído por uranio enriquecido bajo la forma de sulfato de uranilo [1] disuelto en agua común, actuando esta última como moderador. La solución está contenida en un recipiente esférico recubierto con una capa de óxido de berilio que actúa como reflector de neutrones.

Constituyentes principales de un reactor térmico. — En un reactor térmico, el sistema reaccionante está principalmente constituído por el material fisionable y el moderador.

De acuerdo con las informaciones que se han divulgado hasta el presente, los reactores térmicos que hay en funcionamiento utilizarían como material fisionable, uranio metálico, uranio ligeramente enriquecido con uranio-235 y uranio muy enriquecido.

En cuanto a los moderadores utilizados, éstos son el grafito, el agua pesada y el agua común.

La elección de los elementos constituyentes del sistema reaccionante está fundamentalmente determinada por factores tales como el tamaño mínimo del reactor, la economía de neutrones, la alta densidad del generador de energía y el bajo costo

El tamaño del núcleo reaccionante depende del material fisionable, del moderador y del sistema de remoción del calor desarrollado durante la fisión.

Para cada sistema reaccionante hay un tamaño mínimo crítico, por debajo del cual no se puede mantener la reacción en cadena.

Si por determinadas razones, como las que podrían derivar de la forma de remover el calor, es necesario dar al sistema reaccionante dimensiones mayores que las correspondientes a su tamaño crítico, se introducen dentro del reactor materiales absorbentes de neutrones como el cadmio o el boro que reducen en forma conveniente el factor k de reproducción; o se agregan al sistema reaccionante materiales fértiles como el uranio-238 o el torio-232 que al absorber neutrones dentro del reactor se transforman en plutonio-239 o uranio-233 que son a su vez fisionables.

En el cuadro I se indican las dimensiones aproximadas del tamaño crítico correspondiente a varios tipos de reactores térmicos [5].

CUADRO I

Tamaño crítico aproximado de reactores térmicos, supuestos de forma cilíndrica y de diámetro ϕ igual a la altura

Material fisionable	*Moderador*	*Enfriador*	*Ø (metros)*
Uranio metálico	Grafito	Agua	7.50
Uranio metálico	Agua pesada	Agua o agua pesada	3.00
Uranio ligeramente enriquecido con U-235 ..	Agua	Agua	1.50
Uranio muy enriquecido con U-235	Agua	Agua	0.30

Función de los moderadores en los reactores térmicos. — La función principal de los moderadores es reducir rápidamente al orden de magnitud de la energía térmica (0.3 *e.v.*), la energía de los neutrones rápidos generados durante la fisión.

La eficiencia de un moderador depende, por una parte, de que sea elevada su acción retardatriz sobre la velocidad de los neutrones existentes en el medio; y por otra, de que sea reducida su capacidad de absorción de neutrones.

La eficiencia de los moderadores se expresa por medio de la llamada relación moderadora R_m, la que se encuentra definida por la siguiente expresión :

$$R_m = \frac{\xi \, \Sigma_d}{\Sigma_a}$$

ξ es la disminución logarístmica media de la energía de los neutrones por colisión con un núcleo del moderador

$$\xi = \overline{L \frac{E_1}{E_2}}$$

siendo E_1 y E_2 las energías del neutrón antes y después de la colisión.

Σ_d es la sección transversal del moderador para la dispersión macroscópica de los neutrones, la que corresponde a la probabilidad de que se realice la dispersión de un neutrón por un núcleo del moderador.

El producto $\xi \, \Sigma_d$ se denomina "poder retardador macroscópico" y representa la capacidad retardatriz de todos los núcleos del moderador contenidos en un centímetro cúbico de material ([2]).

Σ_a es la sección transversal macroscópica de absorción de los neutrones por el moderador, la que corresponde a la probabilidad de que se realice la absorción de un neutrón por un núcleo del moderador.

La relación moderadora del agua común, del agua pesada y del carbono (grafito) tiene los valores que se indican a continuación ([2]) :

Moderador	*Relación moderadora R_m*
Agua común	72
Carbono	170
Agua pesada	12.000

Las cifras que se acaban de expresar ponen de manifiesto la relación moderadora muy superior del agua pesada con respecto al agua común y al carbono. Esa eficiencia se debe principalmente a la baja capacidad de absorción de neutrones por el agua pesada.

De aquí resulta que en un reactor donde la economía de neutrones es fundamental, sería el agua pesada el moderador más adecuado.

Los únicos inconvenientes serios que presenta el empleo del agua pesada como moderador en un reactor para generación de energía derivan de su alto costo y de la elevada temperatura que debe reinar en el núcleo del reactor cuando se desea mantener una alta densidad de generación de energía.

Otra función importante de los moderadores es la de proporcionar en el reactor nuclear zonas libres de uranio, donde pueda realizarse la termalización de los neutrones sin que se produzca su captura por el uranio-238 cuando la energía de aquéllos se

aproxima a la región de resonancia, vecina a los 10 *e. v.* [2].

Propiedades de la envolvente reflectora de neutrones. — El tamaño crítico de un reactor puede reducirse si se envuelve al sistema reaccionante con una capa de sustancias como el grafito o el berilio, que tienen la propiedad de provocar la dispersión de los neutrones.

Dicha capa refleja a los neutrones que tienden a escapar del sistema, desviándoles hacia el interior del mismo. De esta manera se reducen las pérdidas de neutrones hacia el exterior y por lo tanto se reduce también el tamaño crítico del reactor.

Por consiguiente los reactores provistos de envolvente reflectora tienen un núcleo menor que los de igual potencia desprovistos de reflector. De aquí resultan importantes economías en las cantidades de material fisionable necesario para el reactor.

La envolvente reflectora tiene además la ventaja de uniformar apreciablemente el flujo de neutrones dentro del núcleo reaccionante.

En el caso de dos núcleos de igual composición y geométricamente iguales, uno desnudo y otro envuelto en un reflector, la densidad de neutrones en la parte central es idéntica en ambos. La densidad de neutrones es nula en la superficie del núcleo desnudo; mientras que en el núcleo protegido tiene un valor aproximadamente igual al 50% de la densidad en la parte central, en la superficie de contacto con el reflector.

Como la energía liberada en el reactor es proporcional a la densidad media de los neutrones, resulta así una importante ventaja para los reactores provistos de una envolvente reflectora de neutrones.

El factor de reproducción de los reactores térmicos. — El factor de reproducción k de un reactor nuclear corresponde al número de neutrones existentes al final de una generación, por cada uno de los neutrones presentes en el comienzo de dicha generación.

El factor de reproducción será por consiguiente igual a la relación entre el número n_f de neutrones térmicos existentes al final de la generación, susceptibles de provocar una nueva fisión y el número n de neutrones térmicos que provocaron la fisión nuclear que dió origen a la generación de aquéllos:

$$k = \frac{n_f}{n}$$

Si se denomina η al promedio de neutrones rápidos emitidos durante la fisión, como resultado de la captura de un neutrón térmico por la sustancia fisionable, la absorción de n neutrones lentos dará origen a la emisión de $n\eta$ neutrones rápidos.

Estos $n\eta$ neutrones rápidos se encontrarán en presencia de núcleos de uranio-235 y de uranio-238 los que son fisionables por neutrones rápidos.

Como en la fisión rápida se produce como promedio más de un neutrón rápido por cada neutrón absorbido, resultará un aumento del número de neutrones rápidos. De aquí se deduce que como consecuencia de la producción original de $n\eta$ neutrones rápidos y de la absorción parcial de éstos por los núcleos fisionables de uranio-235 y de uranio-238, el número de neutrones rápidos que entrarán en contacto con el moderador será igual a:

$$n\,\eta\,\varepsilon$$

Para el uranio natural ε es igual a 1.03.

Durante el proceso de termalización a que son sometidos los $n\eta\varepsilon$ neutrones rápidos en presencia del moderador, una fracción de aquéllos es absorbida, con lo cual el número total de neutrones térmicos existentes al final de la termalización será:

$$n\,\eta\,\varepsilon\,p$$

siendo p, la probabilidad de escape de los neutrones a su captura durante el proceso de termalización.

Los neutrones térmicos así obtenidos estarán en condiciones de provocar la fisión del uranio-235 pero antes deberán difundir a través del medio, pudiendo producirse su captura radiativa por el material fisionable o su absorción por el moderador o por otras sustancias presentes.

Por consiguiente, el número n_f de neutrones térmicos susceptibles de provocar una nueva fisión será igual a:

$$n_f = n\,\eta\,\varepsilon\,p\,f$$

siendo f el factor de utilización térmica, que corresponde a la relación entre el número de neutrones absorbidos por la sustancia fisionable para producir la fisión, y el número total de neutrones absorbidos por el sistema reaccionante.

De aquí se deduce para el factor de reproducción el siguiente valor:

$$k = \frac{n_f}{n} = \eta \, \varepsilon \, p \, f$$

Esta expresión es conocida con el nombre de "fórmula de los cuatro factores" [2].

El primer factor η, representa el número medio de neutrones emitidos por cada neutrón capturado por el material fisionable. Dicho factor puede determinarse experimentalmente para determinado material fisionable y constituye una de las constantes nucleares relacionadas con el referido material. Para el uranio-235 se tiene $\eta = 2.11$; y para el plutonio-239, $\eta = 1.94$ [3].

El segundo factor ε es conocido como el factor de multiplicación de neutrones rápidos. La diferencia $\varepsilon - 1$ corresponde al promedio de neutrones rápidos adicionales producidos por fisión rápida antes de que se produzca la termalización.

Aquella diferencia es apreciable solamente cuando el material fisionable se encuentra bajo la forma de trozos de dimensiones relativamente grandes, con lo cual los neutrones rápidos producidos en la fisión deben atravesar una porción apreciable de la sustancia fisionable antes de entrar en contacto con el moderador.

Durante el recorrido de los neutrones rápidos a través de la sustancia fisionable existe una probabilidad pequeña de que se produzca la fisión, con la generación de neutrones rápidos adicionales.

El tercer factor p, corresponde a la probabilidad de escape a la absorción por resonancia; y representa la fracción de todos los neutrones rápidos que son moderados hasta llevarlos a la energía térmica, sin ser absorbidos.

El cuarto factor f, corresponde a la utilización térmica y representa la fracción de neutrones térmicos que es absorbida para provocar la fisión de la sustancia fisionable.

En el caso especial en que la sustancia fisionable contiene solamente uranio-235, el factor de multiplicación ε y la probabilidad de escape p son virtualmente iguales a la unidad; por lo cual el factor de reproducción k es igual a :

$$k = \eta f$$

Para asegurar el desarrollo de la reacción en cadena es necesario asegurarse de que los valores de p y de f sean lo mayor posible, aun cuando son siempre inferiores a la unidad. En las pilas atómicas a base de grafito y de uranio se consigue aumentar el producto pf distribuyendo el uranio bajo la forma de grandes trozos dentro de la masa de grafito [2].

No es posible aumentar al mismo tiempo p y f. En efecto, para aumentar el valor de p en un reactor a base de grafito y uranio, sería necesario utilizar más grafito que uranio, para disminuir así la captura de neutrones por resonancia del uranio; pero al aumentar la proporción de grafito aumentaría la absorción de los neutrones térmicos por los átomos de carbono, lo que reduciría el valor de f [4].

También puede aumentarse el factor de reproducción de los reactores a base de uranio, utilizando uranio enriquecido con uranio-235; pues al aumentar la proporción

uranio-235 / uranio-238

por encima de la relación isotópica correspondiente al uranio natural, aumenta el factor η.

Al deducir el valor de k correspondiente a la fórmula de los cuatro factores no se previó la posibilidad de pérdidas de neutrones por fugas hacia el exterior del sistema, el que de esa manera se ha supuesto de dimensiones infinitas. Por esta razón el factor de reproducción se designa algunas veces como k_∞.

Como el tamaño del reactor es finito, se producen pérdidas por fuga de neutrones hacia el exterior y la distribución de la energía en el interior del reactor no es homogénea con el caso hipotético del reactor de tamaño infinito.

Por tal motivo los valores de los factores p y f , así como el valor de k para los reactores finitos difiere de los valores teóricos correspondientes al reactor infinito. Sin embargo, a los efectos de las aplicaciones prácticas a reactores finitos en que se reduzcan al mínimo las fugas de neutrones hacia el exterior, puede tomarse para k el valor k_∞ [2].

Causas que influyen sobre el factor de reproducción durante el funcionamiento de los reactores nucleares. — Según se indicó anteriormente, el factor de reproducción k de un reactor nuclear está determinado por los valores de los cuatro factores que intervienen en la fórmula :

$$k = \eta \, \varepsilon \, p \, f$$

Estos factores tienen tendencia a disminuir durante el funcionamiento del reactor, lo que trae por consiguiente aparejada la disminución de k y con ello la interrupción de la reacción en cadena. Es por esta razón que los reactores se realizan siempre con un tamaño supercrítico.

El factor η que corresponde al promedio de neutrones emitidos por cada neutrón capturado por el material fisionable, varía con la proporción de uranio-235 / uranio-238 contenida en el material fisionable; y como esta proporción disminuye a medida que se consume el uranio-235 en el reactor, el factor η también disminuye.

El factor ε correspondiente a la multiplicación de los neutrones rápidos por fisiones producidas antes de que se produzca la termalización, es ligeramente superior a la unidad y prácticamente no es influenciado por el funcionamiento del reactor.

El factor p correspondiente a la probabilidad de escape de los neutrones a la absorción por resonancia durante el proceso de termalización es afectado por el aumento de temperatura que se produce durante el funcionamiento del reactor; disminuyendo la probabilidad de escape de los neutrones a medida que aumenta la temperatura en el reactor [2].

El factor de utilización térmica f que corresponde a la relación entre el número de neutrones absorbidos por la sustancia fisionable para producir la fisión y el número total de neutrones absorbidos por el sistema reaccionante, es notablemente afectado por el funcionamiento del reactor, debido a la acumulación en él de los productos de la fisión que pueden absorber neutrones lentos en apreciable proporción.

La tendencia a disminuir que se presenta simultáneamente y por diferentes causas en los factores η, p y f, trae como consecuencia una apreciable reducción del valor de k.

Además, como el reactor es de dimensiones finitas, el aumento de temperatura trae también como consecuencia un incremento en la probabilidad de fugas de los neutrones hacia el exterior del sistema, debido a que el aumento de temperatura produce un incremento en la longitud de difusión de los neutrones.

Las consideraciones que anteceden ponen de manifiesto que el funcionamiento del reactor produce una marcada reducción del factor de reproducción. Por tal motivo, los reactores deben realizarse en forma de que su tamaño sea supercrítico.

Como además, el funcionamiento del reactor debe mantenerse durante algún tiempo, es necesario tener en cuenta la disminución del material fisionable que se produce por su consumo; lo que obliga a aumentar de un 5 a un 10% la carga de material fisionable prevista.

Resulta así para el reactor una reactividad en exceso que se reduce en el grado que sea conveniente introduciendo dentro de aquél sustancias absorbentes de neutrones.

Control de la fisión atómica en los reactores nucleares. — Según se acaba de indicar, la variación de reactividad de un reactor se consigue por medio de sustancias absorbentes de neutrones que se introducen dentro del sistema reaccionante en la forma que convenga para llevar el valor de k a un estado crítico, subcrítico o ligeramente supercrítico.

La realización práctica de la modificación de los valores de k se efectúa por medio de las "barras de control", formadas por barras de acero revestidas de cadmio o de boro, las que se caracterizan por su elevada capacidad de absorción de neutrones.

Esta forma de controlar la reacción en cadena es posible debido a que aún cuando la multiplicación de los neutrones generados en la fisión se realiza dentro de plazos de tiempo del orden del milésimo de segundo, una pequeña fracción de aquéllos, del orden del 0.75%, es emitida por productos de la fisión de vida corta algunos minutos después de producida la fisión [9].

Esta demora en la generación de estos neutrones, que se denominan "retrasados", incrementa en forma efectiva el intervalo de tiempo que transcurre entre las sucesivas generaciones de neutrones, con lo cual las variaciones de k son suficientemente lentas como para que puedan ser controladas.

Las barras de control son de considerable importancia para la puesta en marcha o para interrumpir el funcionamiento del reactor.

Cuando el reactor está parado, las barras de control se introducen totalmente dentro del núcleo reaccionante. En tales condiciones se produce una rápida absorción de neutrones y el factor de reproducción disminuye hasta llegar a un valor subcrítico para el cual se interrumpe la reacción en cadena.

Para poner en marcha el reactor, se sacan gradualmente del núcleo las barras de control hasta que la reactividad sea ligeramente positiva. En tales condiciones el factor de reproducción k es supercrítico y el flujo de neu-

trones aumenta junto con la reactividad del sistema.

Cuando se haya alcanzado el nivel de energía requerido, entonces se desplazarán hacia afuera las barras de control hasta conseguir que se mantenga constante dicho nivel de energía, para lo cual el valor de k será igual a la unidad.

Para interrumpir la marcha del reactor bastará con introducir dentro del núcleo las barras de control, con lo cual al producirse la absorción de neutrones se reducirá rápidamente el valor de k interrumpiéndose la reacción en cadena.

El nivel de energía de un reactor depende del destino de éste que puede ser utilizado como fuente de neutrones para la investigación científica, servir como fuente de neutrones y productor de radioisótopos, o ser empleado como fuente de calor para la generación de energía.

El nivel de energía de un reactor nuclear corresponde a la potencia que desarrollaría un generador eléctrico a plena carga, cuyo funcionamiento se realizara a expensas de la energía térmica generada en el reactor ([5]).

En el cuadro II se indican los límites dentro de los cuales varían los niveles de energía de los reactores nucleares de acuerdo con su destino ([5]).

CUADRO II

Niveles de energía correspondientes a los reactores nucleares

Destino del reactor	*Límites de variación de los niveles de energía kW*
Investigación científica	0,0001 a 100
Investigación científica y producción de radioisótopos	100 a 3.000
Unidades de generación de energía móviles	10.000 a 300.000
Plantas de generación de energía	100.000 a 1 millón

Todo reactor nuclear puede funcionar en forma continua y sin recalentamientos, al nivel de energía para el cual ha sido proyectado; pudiendo además trabajar sin dificultades a niveles de energía inferiores a aquél.

El flujo de neutrones existente en el reactor varía en razón directa con el nivel de energía a que trabaje e inversamente a la cantidad de material fisionable presente. Por este motivo, los reactores para investigación que contienen cantidades bajas de materiales fisionables, poseen flujos de neutrones relativamente elevados, aún cuando sea reducido su nivel de energía ([5]).

El flujo de neutrones Φ es una característica importante de los reactores nucleares y corresponde a la suma de las distancias recorridas en un segundo por todos los neutrones contenidos en un centímetro cúbico.

El flujo de neutrones Φ es igual a :

$$\Phi = n v$$

Siendo n, la densidad de neutrones del núcleo del reactor, o sea el número de neutrones por centímetro cúbico; y v la velocidad de los neutrones en centímetros por segundo.

El nivel de energía de un reactor está directamente relacionado con el número de fisiones que en él se realizan. Por otra parte, el número de neutrones emitidos depende también del número de fisiones.

Cuanto más pequeño es el volumen de un reactor para determinado nivel de energía, tanto mayor es la densidad de neutrones y por lo tanto el flujo de neutrones.

El flujo de neutrones tiene particular importancia en los reactores destinados a la producción de radioisótopos, donde interesa que el flujo de neutrones sea lo más elevado posible para disminuir de esa manera el tiempo de irradiación necesario para obtener determinada actividad específica.

Así por ejemplo, se ha calculado que para producir una actividad de 20 curies por gramo de cobalto-60, sería necesaria una irradiación de 6 meses a un flujo de 5×10^{13} neutrones por centímetro cuadrado y por segundo; mientras que el tiempo de irradiación se aumentaría a 97 meses si el flujo fuera de 5×10^{12} neutrones por centímetro cuadrado y por segundo ([6]).

Puede observarse que al reducirse en 10 veces el flujo de neutrones, el tiempo de irradiación aumenta 16 veces más, lo que se debe a la desintegración del cobalto-60 formado, durante el tiempo en que se prolonga la irradiación.

Los resultados numéricos que se acaban de mencionar ponen de manifiesto la imposibilidad de emplear un flujo de 5×10^{12} neutrones por centímetro cuadrado y por segun-

do para la obtención del cobalto-60, puesto que sobrepasa los límites de la realización práctica, mantener en forma continua una irradiación durante 97 meses, sin interrumpir el funcionamiento del reactor nuclear.

El cobalto-60, cuyo período de vida media es de 5,3 años, tiende a emplearse cada vez más en gamma-terapia.

Protección contra el efecto de las radiaciones. — La necesidad de asegurar una protección eficaz contra el efecto de las radiaciones se presenta en todos los tipos de reactores; pudiendo encararse el problema desde tres puntos de vista: a) el confinamiento del núcleo reaccionante dentro de un recinto cuyas paredes intercepten las radiaciones; b) la protección suplementaria dentro de la zona de carga y descarga de los materiales que se introduzcan dentro del núcleo reaccionante, tales como los combustibles nucleares o los materiales a exponer a la irradiación por neutrones; y c) protección contra los materiales y sustancias que han sido expuestos a la acción de los neutrones y que en su mayor parte se tornan radioactivos, como los combustibles agotados, los radioisótopos producidos o los flúidos empleados para la refrigeración del núcleo reaccionante.

Además de todas las precauciones de índole constructivo o mecánico que se adoptan para reducir al mínimo el peligro del efecto de las radiaciones, el personal que tiene acceso a las zonas de mayor peligro debe en muchos casos protegerse por medio de máscaras y vestidos especiales.

La aislación del núcleo reaccionante se consigue encerrándolo dentro de un recinto cuyas paredes tengan un espesor suficiente para interceptar las radiaciones.

Los materiales constructivos que se utilicen se deberán caracterizar por no tornarse muy radioactivos bajo el efecto de las radiaciones; o en el caso de que esto fuera inevitable, será necesario que se produzca una rápida disminución de su radioactividad.

Debido a los importantes espesores de material que se requieren para interceptar las radiaciones, muy frecuentemente la selección del material constructivo a utilizarse está en gran parte determinada por el costo de éste. Es por tal motivo que el hormigón tiene un empleo muy generalizado en la construcción de cubiertas para reactores nucleares.

En lugar de utilizarse el hormigón común, muy a menudo se usan hormigones más densos preparados con agregados pesados como baritinas, minerales de hierro, hierro viejo, etc. (7).

Recientemente se ha ideado un reactor para investigaciones de bajo costo, al que se ha puesto el nombre de "pileta de natación" por sus características generales. En este reactor el agua no sólo actúa como moderador y enfriador, sino que también constituye una cubierta de protección segura para poner a los operadores al abrigo de los efectos perjudiciales de la radioactividad (8).

Referencias bibliográficas

(1) **H. S. Isbin.** — Nuclear reactor catalog. Nucleonics, 10, Nº 3, 11 (1952).

(2) **S. Glasstone, M. C. Edlund.** — The elements of Nuclear Reactor Theory. D. Van Nostrana Co., Inc., New York (1952).

(3) **E. Segré, P. Morrison, B. T. Feld.** — Experimental Nuclear Physics Vol II. John Wiley de Sons, Inc., New York (1953).

(4) **D. Halliday.** — Introductory Nuclear Physics. John Willey de Sons, Inc., New York (1950).

(5) **J. A. Lane, S. McLain.** — The design of nuclear power plants. Chemical Engineering Progress, 49, Nº 6, 287 (1953).

(6) **F. W. Gilbert.** — Canadian facilities for isotope production and bombardment. Nucleonics, 10, Nº 1, 6 (1952).

(7) **G. E. Evans.** — Materials for reactors. Nucleonics, 11, Nº 6, 18 (1953).

(8) **W. M. Breazeale.** — The "Swimming pool", a low cost research reactor. Nucleonics, 10, Nº 11 (1952).

(9) **S. Glasstone.** — Sourcebook on Atomic Energy. D. Van Nostrand Co. Inc., New York (1950).

CAPITULO IV

Reactores nucleares heterogéneos

Características generales de los reactores heterogéneos. — Fermi y Szilard tuvieron la idea de distribuir en los reactores nucleares al material fisionable y al moderador en forma heterogénea, con el objeto de reducir la absorción de neutrones por el uranio en el proceso de captura por resonancia.

Sobre esta base se construyó en 1940 en la Universidad de Colombia (New York) el primer reactor nuclear, que consistía en un cubo de grafito de 2,40 m. de lado, dentro del cual se distribuyeron 7 toneladas de óxido de uranio, el que se colocó en envases de hierro

dispuestos regularmente dentro de la estructura de grafito.

Los resultados obtenidos con este reactor fueron negativos por ser el factor de reproducción *k* muy inferior a la unidad. Se construyó después una segunda pila atómica, para la cual se obtuvo un valor de *k* igual a 0.87.

Uno de los inconvenientes que se presentaron para el funcionamiento de esta nueva pila, derivaron de que el óxido de uranio contenía de 2 a 5% de impurezas, entre las cuales había una pequeña proporción de boro.

El primer reactor nuclear que pudo ponerse en marcha fué construído en el Laboratorio Metalúrgico de la Universidad de Chicago y estaba constituído por una estructura de grafito de forma esferoidal achatada, dentro de la cual se distribuyeron 6 toneladas de uranio metálico y una cantidad no especificada de óxido de uranio de gran pureza. Para controlar la reacción se utilizaron planchuelas de cadmio que se introducían más o menos dentro de ranuras practicadas a tal efecto.

Este reactor entró en funcionamiento el 2 de diciembre de 1942 con una máxima producción de energía del orden de 0.5 watios, la que el 12 de diciembre llegó a 200 watios, trabajando la pila en condiciones bastante peligrosas para el personal, por las radiaciones que escapaban de la misma.

Los reactores heterogéneos que hay actualmente en funcionamiento pueden clasificarse en dos grupos, según se utilice como moderador el grafito o el agua pesada y el agua común. Los reactores instalados a base de grafito son mucho más numerosos y de mayor potencia que los que utilizan como moderador el agua pesada y el agua común.

Una de las principales ventajas de los reactores heterogéneos se debe a que la moderación de los neutrones se realiza en una zona privada de sustancia fisionable, con lo cual se reduce la probabilidad de pérdidas de neutrones cuando la energía de éstos se aproxima a la región de resonancia del uranio.

Los neutrones rápidos producidos durante la fisión dentro de los trozos de combustible nuclear, atraviesan fácilmente la masa de combustible para pasar al seno del moderador, donde se reduce su energía.

Los neutrones moderados penetran luego nuevamente al interior de los trozos de uranio, donde los neutrones suficientemente lentos, de energías del orden de 0,03 *e. v.* provocarán nuevas fisiones, mientras que los neutrones más rápidos atravesarán la masa de combustible nuclear con una escasa pérdida de energía por choque con los núcleos de uranio, para pasar nuevamente al seno del moderador.

En este segundo pasaje de los neutrones a través de la masa de uranio, solamente podrán ser absorbidos por resonancia, los neutrones que posean energías del orden de 10 *e. v.*

De aquí resulta que como la probabilidad de captura de neutrones por resonancia es prácticamente nula durante la moderación, las pérdidas de neutrones son menores en los reactores heterogéneos que en los reactores homogéneos, donde al pasar la energía de los neutrones por la región de resonancia durante el proceso de moderación, existen en el medio núcleos de uranio que pueden absorber neutrones.

Los reactores heterogéneos tienen además la ventaja de que como el combustible nuclear se encuentra distribuído en masas de apreciable tamaño, la probabilidad de que se produzca la fisión rápida del uranio-238 es mayor que en los reactores homogéneos donde el combustible nuclear se encuentra disperso en el seno del moderador.

Disposición de los elementos de combustible en los reactores heterogéneos. — De acuerdo con las informaciones publicadas recientemente, los combustibles nucleares más utilizados en los reactores térmicos son el uranio metálico natural o el uranio ligeramente enriquecido con uranio-235.

En los reactores con moderador de agua pesada se utiliza el uranio natural, que contiene 0.72% de uranio-235; mientras que en los reactores de grafito se ha encontrado ventajoso el empleo de uranio metálico con un 1% de uranio-235 (3).

El uranio natural o el uranio enriquecido se colocan en los reactores nucleares bajo la forma de elementos de combustible que están generalmente constituídos por pequeños lingotes, barras macizas, barras huecas, grupos de barras y planchas, etc..

Estos elementos requieren un recubrimiento para impedir que el uranio reaccione con el flúido que se utilice en el sistema de enfriamiento y para encerrar a los productos radioactivos formados durante la fisión.

El diseño de los elementos de combustible es un importante problema de Ingeniería, pues la máxima energía específica de un reactor heterogéneo depende en gran parte del tipo de elemento de combustible utilizado.

Existe la tendencia a disminuir el espesor y el diámetro de los elementos de combustible, para evitar que se produzcan temperaturas internas excesivamente altas; pero a

medida que se realiza aquella reducción, aumenta la proporción del material de recubrimiento necesario para envolver al combustible. De esta manera aumenta la absorción de neutrones por el material de recubrimiento, lo que influye sobre la economía de neutrones en el reactor.

Aun cuando el empleo del combustible en trozos de dimensiones relativamente grandes tiene ventajas desde el punto de vista nuclear, esta disposición limita la energía específica que puede obtenerse. Por este motivo se tiende a usar elementos de combustible de dimensiones pequeñas, a pesar del inconveniente anteriormente mencionado y de su costo mayor (5).

Cuando los elementos de combustible están formados por barras, se da preferencia al empleo de barras huecas, por el interior de las cuales circula el flúido de enfriamiento.

Los elementos de combustible formados por barras huecas tienen varias ventajas, entre las cuales se encuentran las siguientes: a) el flujo de neutrones en el flúido de enfriamiento es mínimo, reduciéndose el arrastre de neutrones por el flúido; y b) el espesor efectivo del uranio metálico es menor que en las barras macizas, lo que reduce los efectos térmicos que podrían tener influencia desfavorable sobre el factor k (6).

Mediante el empleo de barras huecas es posible aumentar notablemente la superficie de enfriamiento de los elementos de combustible, en los casos en que el enfriamiento externo se complemente con enfriamiento por circulación interna.

Como material para revestimiento de los elementos de combustible se utilizan principalmente el aluminio, acero inoxidable o zirconio.

El empleo del zirconio en los reactores nucleares tiende a generalizarse cada vez más debido a que es resistente a la acción de las radiaciones, posee una baja capacidad de absorción de neutrones y tiene la propiedad de conservar su resistencia mecánica a las elevadas temperaturas que se desarrollan en el interior del reactor (7).

Reactores de grafito. — Los reactores de este tipo tienen el núcleo reaccionante formado por una estructura de grafito provista de un circuito de enfriamiento y dentro de la cual se dejan huecos para rellenar con el material fisionable que debe acondicionarse convenientemente como para que se pueda realizar con facilidad la carga y descarga del reactor.

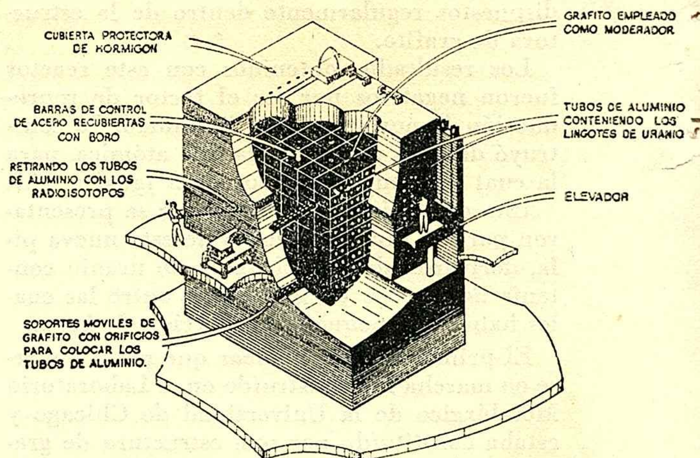


Figura 3. - Esquema del reactor de grafito y uranio del Laboratorio Nacional de Oak Rigde (2)

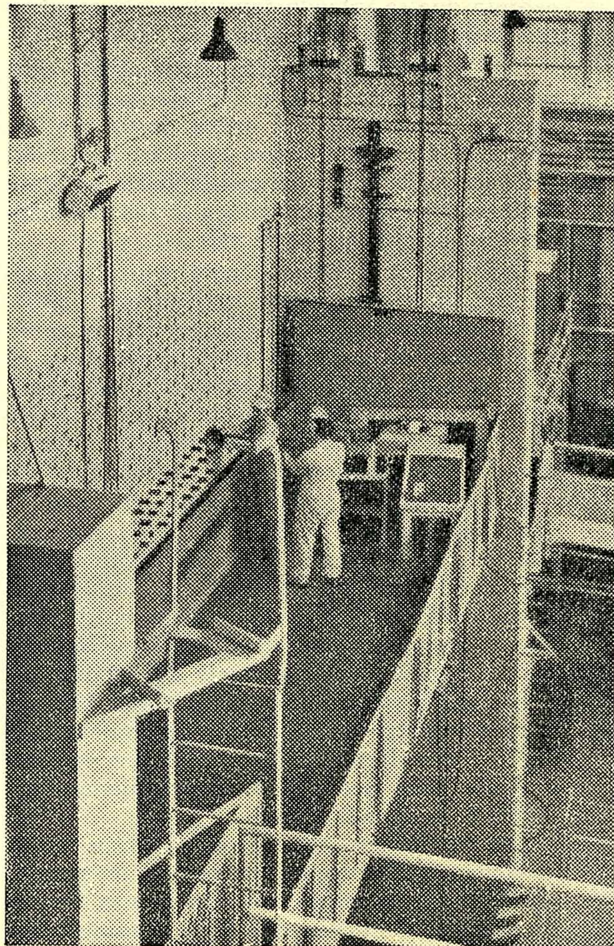


Figura 4. - Plataforma de carga del reactor nuclear del Laboratorio Nacional de Oak Ridge (4)

En las pilas atómicas destinadas a la investigación o a la producción de radioisótopos se prevén además huecos en donde se coloca en el momento oportuno el material que deberá someterse a la acción de los neutrones generados durante la fisión nuclear.

En la figura 3 aparece un esquema del reactor nuclear de 3,800 kW del Laboratorio Nacional de Oak Ridge (Tennessee).

Se observa en dicho esquema que el núcleo del reactor está formado por un block de grafito dentro del cual hay huecos tubulares donde se introducen pequeños lingotes de uranio contenidos en envases de aluminio.

El núcleo se encuentra encerrado dentro de un recinto con paredes de hormigón de 2 metros de espesor.

En la parte superior del núcleo se observan los orificios por donde se introducen las barras de control de acero al boro.

Al frente del reactor está la plataforma de carga y lateralmente se encuentra la plataforma de trabajo en donde se realiza la manipulación de las sustancias a irradiarse con neutrones. Dichas sustancias se colocan dentro de tubos de aluminio y se introducen en el interior del reactor por medio de transportadores de grafito.

En la figura 4 se observa la plataforma de carga del mencionado reactor nuclear.

Los operadores que aparecen en la fotografía, empujan los lingotes cilíndricos de uranio con una barra de acero de 3 metros de largo para colocarlos dentro del block de grafito.

Por medio de un sistema de refrigeración a aire se mantiene la temperatura del uranio por debajo de 245°C, siendo la temperatura media del grafito, de unos 130°C.

Al ser sometidos los lingotes de uranio a la intensa atmósfera de neutrones que reina en el interior del núcleo, experimentan un severo ataque, como consecuencia del cual el uranio-235 se transforma en los productos de la fisión y una proporción de uranio-238 se convierte en plutonio. Estas transformaciones químicas traen como consecuencia cambios físicos, que unidos al aumento progresivo de la absorción de neutrones por los productos de la fisión, obligan a retirar del reactor a los lingotes de uranio, antes de que se haya agotado el uranio-235.

La descarga del material agotado se realiza empujando los lingotes de uranio hacia la parte posterior del reactor, donde caen en depósitos llenos de agua en que se conservan durante algunos días hasta que la disminución de su radioactividad permita manipularlos sin peligro.

De acuerdo con las informaciones que se han divulgado hasta el presente, hay en el mundo alrededor de unos 20 reactores de grafito en funcionamiento.

Entre los reactores de este tipo de mayor potencia se encuentran los reactores de producción de plutonio de la planta de Hanford (Estado de Wáshington), cuya potencia es superior al millón de kilowatios ([8]).

Entre los reactores de investigación se destaca por su importancia el reactor nuclear del Laboratorio Nacional de Brookhawen (Upton, N. Y.), con una potencia de 28.000 kW.

Entre los reactores nucleares de grafito construídos en Europa, ocupa el primer lugar la pila BEPO (British Experimental Pile) instalada en Harwell (Inglaterra). Esta pila tiene una potencia de 4.000 kW. y se utiliza principalmente en investigaciones y en producción de radioisótopos.

Los elementos de combustible están formados por barras de uranio de 22 milímetros de diámetro y 30 centímetros de longitud, con revestimiento de aluminio. Los elementos de combustible se distribuyen dentro del block de grafito, en 900 canales que pueden contener 40 toneladas de uranio, cuando la pila trabaja a plena carga ([9]).

El núcleo del reactor de Harwell tiene la forma de un cilindro de 3 metros de diámetro y 6 metros de altura, revestido exteriormente con una cubierta de fundición de 15 centímetros de espesor, a la que sigue un muro de hormigón de 1.80 m. de espesor.

El control del funcionamiento se realiza por medio de barras de acero huecas rellenas con carburo de boro; de las cuales 4 se encuentran dispuestas horizontalmente y 10 verticalmente.

La refrigeración de este reactor se efectúa por aire, siendo la temperatura máxima de 200°C.

Reactores de agua pesada. — A pesar del elevado costo del agua pesada, es muy común su empleo como moderador en los reactores nucleares; lo que se encuentra principalmente justificado en los casos en que es necesario utilizar uranio natural como combustible nuclear.

Según se indicó anteriormente, el factor de reproducción k de un reactor está determinado por la fórmula:

$$k = \eta \varepsilon p f$$

Los valores de η y de ε dependen fundamentalmente del combustible nuclear utilizado; mientras que los valores de p y de f pueden variar en forma apreciable con el moderador y su distribución en el núcleo reaccionante.

Para el caso de un núcleo ideal formado por uranio natural y agua pesada de gran pureza, se obtiene:

$$pf = 0.92 \qquad k = 1.25$$

Los respectivos valores para un núcleo formado por uranio natural y grafito son los siguientes:

$$pf = 0.79 \qquad k = 1.07$$

Si el valor de pf es inferior a 0.77 el reactor no puede funcionar. Por otra parte, puede observarse que el margen en el valor de k es mucho mayor en un reactor de agua pesada que en un reactor de grafito ([10]).

Los reactores de agua pesada tienen por una parte la ventaja de poder operar con mínimas cantidades de uranio; y por otra, permiten conseguir elevados flujos de radiación debido a las pequeñas cantidades de combustible que se requieren para conseguir el tamaño crítico del reactor.

Los reactores de agua pesada que se encuentran actualmente en funcionamiento pueden clasificarse en dos grupos, según que el enfriamiento del reactor se realice por medio de agua pesada o de agua común.

Un ejemplo de los reactores del primer grupo, lo constituye el reactor *CP*-3' para investigaciones del Laboratorio Nacional de Argonne (Chicago), en el cual se utiliza el agua pesada como moderador y como flúido de enfriamiento.

Corresponden también a este grupo de reactores la pila *JEEP* de 300 kW de potencia, instalada en Kjeller (Noruega); construyéndose actualmente un reactor del mismo tipo en Estocolmo ([11]).

El ejemplo más prominente de los reactores de agua pesada con refrigeración a agua común, lo constituye el reactor *NRX* de Chalk River (Canadá), cuya potencia es de 10.000 kW.

Este reactor consta de un recipiente de 2.40 m. de diámetro y 3 metros de profundidad, en el que se introducen 176 barras de uranio natural sumergidas en agua pesada. El recipiente está envuelto en una capa de grafito que actúa como reflector, a la que sigue una pared protectora de hormigón, de 2.40 m. de espesor ([12]).

Como medio refrigerante se utiliza el agua del Río Ottawa.

Debido a que el agua pesada es un moderador de neutrones mucho más eficiente que el grafito, el núcleo del reactor *NRX* es mucho menor que el núcleo de un reactor térmico a grafito, de potencia comparable.

Cuanto más pequeño es el volumen de un reactor para determinada potencia, tanto mayor es la densidad de neutrones y por consiguiente el flujo de neutrones.

El reactor *NRX* que experimentó un accidente que lo puso fuera de servicio en 1952, ha sido reconstruído, entrando nuevamente en marcha en febrero de 1954. Su potencia actual es de 40,000 kW, superior en un 33 % a la potencia máxima de 30,000 kW a que operaba cuando ocurrió la avería.

El reactor *CP*—3' de Argonne fué modificado en 1950, poniéndole barras de uranio enriquecido, con lo cual fué posible aumentar el flujo de neutrones a 4×10^{12} neutrones. $cm^{-2}.s^{-1}$, para niveles de energía algo inferiores a 300 kW ([13]).

En este reactor se consiguen flujos de neutrones mucho más altos, con una proporción considerablemente menor de uranio-235 y con niveles de energía mucho más bajos, que los que se requerirían si se utilizara el agua común como moderador y enfriador, en lugar del agua pesada.

Debido al bajo porcentaje de uranio-235 contenido en el uranio natural (0,72 % de *U*-235), el agua pesada a emplearse en los reactores debe ser muy pura a los efectos de eliminar las pérdidas de neutrones por absorción por el moderador. Cuando se utiliza uranio enriquecido las exigencias impuestas al moderador no son tan rigurosas.

Debido al alto costo del agua pesada y a la necesidad de que ésta conserve toda su pureza durante el funcionamiento del reactor, en los reactores de agua pesada deben adoptarse especiales precauciones para evitar las pérdidas de agua pesada, así como la contaminación de ésta, sea con el agua común utilizada en el sistema de enfriamiento, o con el vapor de agua del aire.

Como por otra parte, el agua pesada podría reaccionar con el nitrógeno del aire, bajo los efectos de las radiaciones, para formarse ácido nítrico, es necesario que la parte del reactor ocupada por el agua pesada, así como los conductores de circulación de ésta, sean completamente herméticos ([13]).

Aún cuando la formación de ácido nítrico

sólo puede ocurrir en las regiones del reactor en que es muy intensa la acción de las radiaciones, la contaminación por el agua común o su vapor, puede producirse en cualquier parte del sistema de agua pesada.

Como la acción de las radiaciones provoca una ligera disociación del agua pesada con formación de deuterio y oxígeno, el gas de la atmósfera del núcleo reaccionante se hace circular a través del lecho de un catalizador similar a los utilizados industrialmente para provocar la combinación del hidrógeno con el oxígeno. De esta manera se recombinan el deuterio y el oxígeno, eliminándose la pérdida de estos constituyentes y evitándose la formación de mezclas gaseosas explosivas.

Debido a que el punto de congelación del agua pesada se encuentra a la temperatura de 3.8°C, deben adoptarse precauciones para mantener en todo momento la temperatura del sistema de agua pesada por encima de 5°C [13].

Reactores heterogéneos con agua común. — Debido al elevado costo del agua pesada y a la posibilidad cada vez mayor del empleo de uranio enriquecido en los reactores nucleares, se ha dado en los últimos años una preferente atención a la realización de reactores heterogéneos moderados con agua común.

En la figura 5 aparece un esquema del reactor heterogéneo de 100 kW construído en el Laboratorio Nacional de Oak Ridge con el objeto de proporcionar una fuente de generación de neutrones para investigación.

En este reactor el agua común actúa a la vez como moderador y enfriador, habiéndosele dado el nombre de "pileta de natación" por sus características generales.

El núcleo activo está formado por un entramado de aluminio que sostiene el combustible nuclear formado por delgadas placas paralelas de aluminio que contienen entre ellas un relleno de uranio enriquecido con un 90 % de uranio-235, a la manera de un sandwich.

Las placas se encuentran sumergidas dentro del agua, quedando entre ellas un espacio de separación de 25 mm. de espesor, por donde circula el líquido por convección natural.

Además de actuar el agua como moderador y enfriador, constituye una cubierta de protección segura para poner a los operadores al abrigo de la acción de la radioactividad.

El núcleo activo está formado por 16 elementos de combustible y lleva además un revestimiento exterior de óxido de berilio que actúa como reflector de los neutrones, dispuesto en la forma indicada en la figura 6.

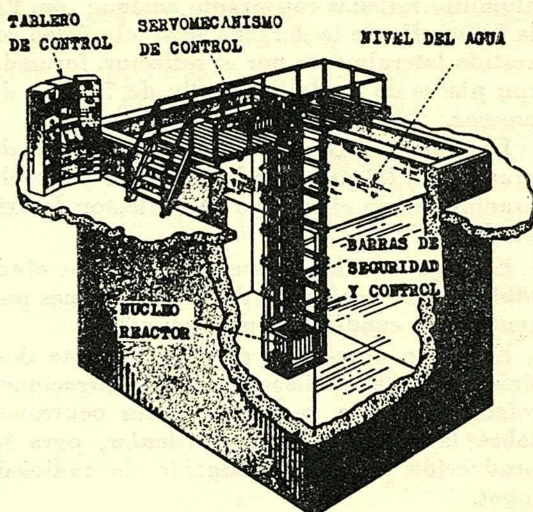


Figura 5. - Esquema del reactor de uranio enriquecido y agua común tipo "pileta de natación" del Laboratorio Nacional de Oak Ridge (14)

En la fotografía de la izquierda se observan los elementos de combustible, formado cada uno de ellos por grupos de placas de

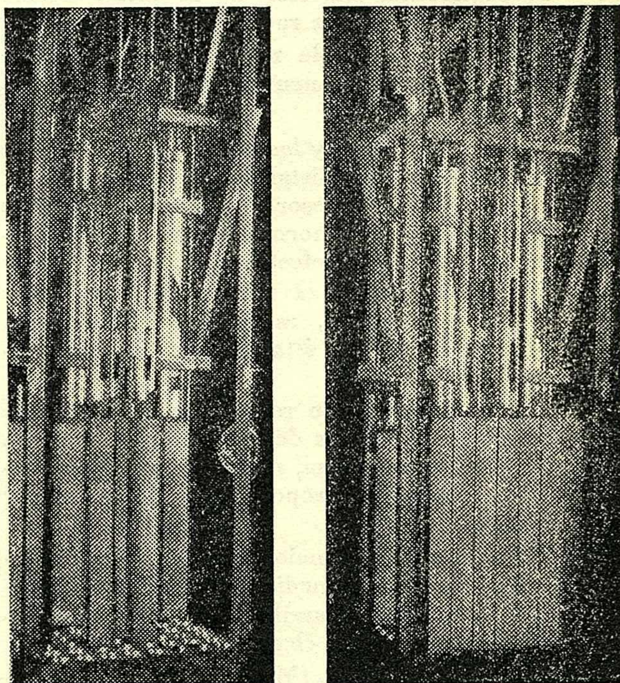


Figura 6. - Núcleo activo del reactor tipo "pileta de natación" del Laboratorio Nacional de Oak Ridge [14].

aluminio rellenas con uranio enriquecido. En la fotografía de la derecha se ve el núcleo revestido lateralmente por el reflector, formado con placas de óxido de berilio de 75 mm. de espesor.

La masa crítica del reactor es de 3 k. de uranio-235, la que se reduce a unos 2.4 k. de uranio-235 con el empleo del reflector de óxido de berilio.

El flujo máximo de neutrones lentos obtenible en este reactor es de 10^{12} neutrones por centímetro cuadrado y por segundo.

Este tipo de reactor es especialmente destinado para la realización de investigaciones relacionadas con la acción de los neutrones sobre la materia; y en particular, para la producción en escala reducida de radioisótopos.

En este caso no interesa por lo tanto la recuperación de la energía térmica que se desarrolla como consecuencia de la fisión, la que es retirada en forma contínua del núcleo activo por el agua de la pileta que circula por convección.

Por encima del núcleo del reactor hay 5 metros de espesor de agua, con lo cual los rayos gamma desprendidos como consecuencia de la fisión son atenuados suficientemente como para que una persona que se encuentre sobre la plataforma superior de la pileta reciba menos de 50 mr de radiación en 8 horas.

La irradiación de neutrones es atenuada mucho más rápidamente por el agua, que los rayos gamma.

Entre el reactor y las paredes y el fondo de la pileta hay una distancia de unos 2 metros; con lo cual el espesor de agua es suficiente como para que el hormigón no sea seriamente activado por los efectos de la radiación. Por ello, si se retira el núcleo del reactor y se vacía la pileta, es posible trabajar sin peligro dentro de ésta al cabo de unas pocas horas ([14]).

Con el objeto de reducir la corrosión de las partes metálicas del reactor que están en contacto con el agua, se agrega a ésta cromato de sodio en la proporción de 50 partes por millón.

El control del funcionamiento de este reactor se realiza por medio de barras de cadmio que se mueven de arriba a abajo en los espacios libres entre los elementos de combustible.

El reactor MTR (Materials Testing Reactor) de la Estación Experimental de Arco (Idaho), es también un reactor heterogéneo moderado y refrigerado con agua común.

Este reactor fué proyectado y construído por los técnicos de los Laboratorios de Oak Ridge y de Argonne, siendo manejado por la División Energía Atómica de la Phillips Petroleum Company.

La potencia de este reactor es del orden de los megawatios y posee un flujo medio de neutrones superior a 10^{14} neutrones por centímetro cuadrado y por segundo ([15]). La máxima intensidad de neutrones disponible es aproximadamente el doble del flujo medio.

En el Laboratorio Nacional de Oak Ridge funciona el reactor LITR (Low-Intensity Test Reactor) moderado y refrigerado con agua común, cuya potencia es también del orden de los megawatios y que posee un flujo medio de neutrones térmicos mayor de 10^{13} neutrones por centímetro cuadrado y por segundo ([15]).

Referencias bibliográficas

(1) **W. E. Stephens.** — Nuclear Fission and Atomic Energy. — The Science Press, Lancaster, Pa. (1948).

(2) **S. Glasstone.** — Sourcebook on Atomic Energy. — D. Van Nostrand Co., Inc., New York (1950).

(3) **M. Benedict.** — Chemical engineering aspects of nuclear power. — Industrial and Engineering Chemistry, 45, 2372 (1953).

(4) **How to boad a reactor.** — Nucleonics, 10, Nº 2, 24 (1952).

(5) **J. A. Lane, S. McLain.** — The design of nuclear power plants. — Chemical Engineering Progress, 49, Nº 6, 287 (1953).

(6) **R. L. Murray, A. C. Menius, Jr.** — Fast fission factor for hollow natural uranium cylinders. — Nucleonics, 11, Nº 4, 21 (953).

(7) **A. G. Gray.** — Atomic power in industry. — Steel, 132, Nº 9, 86 (1953).

(8) **H. S. Isbin.** — Nuclear reactor catalog. — Nucleonics, 10, Nº 3, 11 (1952).

(9) **H. S. Isbin.** — Suplement to nuclear reactor catalog. — Nucleonics, 11, Nº 6, 65 (1953).

(10) **L. Kowarski.** — The future of heavy water reactors. — Nucleonics, 11, Nº 12, 10 (1953).

(11) **J. A. Goedkoop.** — International developments in heavy water reactor technology. — Nucleonics, 11, 12, 10 (1953).

(12) **F. W. Gilbert.** — Canadian facilities for isotope production and bombardment. — Nucleonics, 10, Nº 1, 6 (1952).

(13) **W. H. McCorkie.** — Heavy water in nuclear reactors. — Nucleonics, 11, Nº 5, 21 (1953).

(14) **W. M. Breazeale.** — The "swimming pool" a low cost research reactor. — Nucleonics, 10, Nº 11 (1952).

(15) **A. M. Weinberg.** — Recent advances in reactor technology. — Nucleonics, 11, Nº 5, 18 (1953).

CAPITULO V

Reactores nucleares homogéneos

Características generales de los reactores homogéneos. — En los reactores nucleares homogéneos el sistema reaccionante está constituído por una solución del combustible nuclear en el moderador.

Como combustible nuclear se utilizan en este caso sales solubles de uranio o de uranilo; mientras que como disolvente pueden utilizarse el agua común o el agua pesada.

En la gran mayoría de los reactores homogéneos que se encuentran en funcionamiento se emplean sales de uranio o de uranilo muy enriquecidas con uranio-235, disueltas en agua común.

En los reactores homogéneos, los productos de la reacción quedan en el seno del moderador, el cual no sólo se encuentra sometido a la acción de los neutrones, rayos beta y rayos gamma; sino también a la acción directa de los núcleos formados durante la fisión.

Por este motivo el aumento de temperatura y la descomposición del moderador es mucho más intensa que en los reactores heterogéneos.

Como es muy escasa la información que se ha publicado sobre los resultados obtenidos en el funcionamiento de los reactores homogéneos que se encuentran en marcha, se desconoce en qué grado y condiciones los productos de la fisión se incorporan a la solución del combustible. Existiendo la posibilidad de que muchos de ellos permanezcan disueltos, y que otros puedan dar origen a compuestos insolubles dispersos al estado coloidal. En ambos casos, la influencia de las impurezas del medio, siempre crecientes, debe traer como consecuencia un aumento también creciente de absorción de neutrones.

Por este motivo, es de prever que para un cierto grado de agotamiento del uranio-235 de la solución, el factor de reproducción del reactor se haya reducido en forma tal que haga necesario purificar la solución y agregarle nuevas cantidades de la sal de uranio enriquecida.

Esta operación es en cierto modo similar a la remoción del combustible agotado en los reactores heterogéneos, a la que sigue el tratamiento químico necesario para recuperar al uranio residual y al plutonio formado durante el funcionamiento del reactor.

Es indudable que este proceso de recuperación debe de ser mucho más complejo y costoso en el caso de los reactores heterogéneos, donde el uranio se encuentra al estado metálico, que para los reactores homogéneos, donde el uranio se encuentra disuelto.

El núcleo de los reactores homogéneos está formado por un envase, de forma cilíndrica o esférica, donde se coloca la solución de uranio. El material del envase debe ser resistente a la corrosión, utilizándose por ello preferentemente el acero inoxidable.

El núcleo se envuelve en una capa de un material reflector de neutrones; pudiendo emplearse a tal efecto el óxido de berilio o el grafito. En los reactores homogéneos últimamente construídos se ha dado preferencia al uso del grafito.

Finalmente el reactor se envuelve en la cubierta protectora de uso general en los reactores nucleares, la que en los reactores homogéneos se construye generalmente con bloques y en forma de que pueda desarmarse fácilmente.

El reactor homogéneo del Laboratorio de Los Alamos. — El primer reactor de este tipo que entró en funcionamiento fué el "hervidor de agua" del Laboratorio de Los Alamos (New México), de la Universidad de California, constituído por un balón que contenía la solución reaccionante, provisto de un refrigerante a reflujo por el cual se introducía la barra de control. El balón se encontraba envuelto en una capa de óxido de berilio y contenía además en su interior un serpentín de refrigeración (1).

Este reactor ha sido objeto últimamente de importantes perfeccionamientos, luego de los cuales se le ha designado con el nombre SUPO (Super Power Water Boiler), utilizándose como combustible una solución de nitrato de uranilo enriquecido, en la cual el uranio contiene 88,7 % de uranio-235.

El núcleo del reactor está formado actualmente por un balón esférico de acero inoxidable y de 30 centímetros de diámetro, que contiene 12,700 cc. de solución de nitrato de uranilo de densidad 1,10 (2), (3).

El balón se encuentra dentro de un cubo de grafito de 1.40 m. de lado el que actúa como reflector; y el que a su vez se encuentra revestido por una capa de 25 mm. de espesor de carburo de boro y parafina, una chapa de 50 mm. de acero, una chapa de 100 mm. de espesor de plomo y una pared de hormigón de 1.50 m. de espesor (6).

Debido al reducido tamaño del núcleo del reactor, pueden obtenerse en él elevados flujos de neutrones lentos y neutrones rápidos; consiguiéndose un flujo del orden de 2×10^{12} neutrones por centímetro cuadrado y por segundo cuando se opera a una potencia de 30 kW.

La refrigeración del balón se efectúa por medio de un serpentín con circulación de agua contenido en el interior del mismo.

Por medio de tuberías horizontales adecuadas, se introducen en el interior del reactor las sustancias que deben someterse a la irradiación por los neutrones.

El reactor tiene un condensador a reflujo en donde se condensan los vapores que escapan del núcleo reaccionante. El líquido condensado vuelve nuevamente al balón, adoptándose especiales precauciones para evitar que el líquido que fluye produzca perturbaciones en la superficie del líquido del balón. Además se ha previsto para la recombinación catalítica de los gases producidos por la disociación del agua bajo la acción de las radiaciones que se desarrollan como resultado de la fisión ([4]).

Empleo de reactores homogéneos en la generación de energía. — El más importante de los reactores homogéneos que están actualmente en funcionamiento es el reactor HRE (Homogeneous Reactor Experiment) del Laboratorio Nacional de Oak Ridge.

El sistema reaccionante está constituído por la solución acuosa de una sal de uranilo enriquecida con uranio-235; funcionando el reactor a una temperatura suficientemente alta como para que el calor desarrollado permita generar vapor que acciona una pequeña turbina ([5]).

El calor se remueve del núcleo reaccionante haciendo circular la solución de combustible por un intercambiador de calor externo.

Este reactor ha sido el segundo que se ha utilizado en el mundo para generar energía eléctrica; habiendo accionado un turbogenerador de unos 150 kW ([2]).

Debido a la estrecha correlación que existe entre la reactividad y la temperatura, los reactores homogéneos son auto-reguladores. Así por ejemplo, cualquier demanda extraordinaria de energía térmica en el sistema de generación de vapor, tiende a enfriar el flúido líquido que retorna al reactor, con lo cual aumenta la potencia de éste. Al aumentar la potencia, se eleva la temperatura del flúido que sale del reactor, con lo cual es posible restablecer el perfil de temperaturas original.

El sistema de refrigeración del reactor por circulación externa del flúido combustible, tiene el inconveniente de que produce pérdidas de neutrones lentos; por este motivo algunos investigadores se inclinan a la refrigeración por medio de un flúido independiente, habiéndose sugerido el empleo con tal fin de la aleación de sodio y potasio empleada con éxito en la refrigeración del reactor rápido EBR de la Estación Experimental de Arco (Idaho), al que nos referiremos más adelante.

Empleo de reactores homogéneos en la investigación. — Los reactores homogéneos que utilizan soluciones acuosas de sales de uranio enriquecidas, se caracterizan por su volumen reducido, lo cual permite obtener por medio de ellos fuentes de neutrones muy intensas, dentro de escalas y costos relativamente modestos.

Este tipo de reactor se ha utilizado en la pila Raleigh del Colegio del Estado de Carolina del Norte (Raleigh, N. C.), la que tiene una potencia de 10 kW y un flujo de neutrones de 5×10^{11} neutrones por centímetro cuadrado y por segundo.

El núcleo de este reactor está formado por un cilindro de acero inoxidable de 27 centímetros de diámetro y 28 centímetros de altura, dentro del cual se han colocado 14 litros de una solución acuosa de sulfato de uranilo enriquecido, en la que se han disuelto 790 gramos de dicha sal, en la que el uranio está constituído en un 90 % por el isótopo uranio-235 ([2]).

El núcleo se encuentra dentro de un anillo de grafito que actúa como reflector, el que a su vez está envuelto por una cubierta protectora desarmable formada por bloques de hormigón denso.

La refrigeración del reactor se realiza por medio de cuatro serpentines con una longitud total de 8.50 m. por donde circula agua corriente; siendo la temperatura máxima del reactor de unos 80°C.

La North American Aviation, Inc. de Downey (California) ha construído recientemente un reactor homogéneo, cuyo núcleo está formado por una esfera de acero inoxidable de 30 centímetros de diámetro dentro de la cual se ha colocado una solución acuosa de nitrato de uranilo, que contiene 670 gramos de uranio enriquecido con uranio-235.

La esfera está colocada en un bloque reflector de grafito, de forma cilíndrica, de

1.50 m. de diámetro y 1.80 m. de altura, el cual se encuentra dentro de una cubierta de protección de 60 centímetros de espesor, formada por bloques de hormigón.

Referencias bibliográficas

(1) **S. Glasstone.** — Sourcebook on Atomic Energy. — D. Van Nostrand Co., Inc., New York (1950).

(2) **H. S. Isbin.** — Suplement to nuclear reactor catalog. — Nucleonics, 11, Nº 6, 65 (1953).

(3) A chain reactor in the small economy size. — Chemical and Engineering News, 31, 894

(4) **L. D. P. King, R. P. Hammond, J. A. Leary, M. E. Bunker, W. R. Wykoff.** — Gas recombination system for a homogeneous reactor. — Nucleonics, 11, Nº 9, 25 (1953).

(5) **A. M. Weinberg.** — Recent advances in reactor technology. — Nucleonics, 11, Nº 5, 18 (1953).

(6) **R. Stephenson.** — Introduction to Nuclear Engineering. — McGraw-Hill Book Co., Inc., New York (1954).

CAPITULO VI

Reactores nucleares para generación de energía

Características fundamentales de los reactores nucleares para generación de energía. — Los reactores nucleares tienen tres aplicaciones de considerable importancia: 1ª) la obtención en gran escala de sustancias fisionables, como se lleva a cabo en los reactores de la planta de producción de plutonio con fines militares instalada en Hanford (Estado de Wáshington) o en la planta de Windscale (Inglaterra); 2ª) la producción de radioelementos artificiales con fines científicos y técnicos, como se efectúa en muchos reactores que se encuentran funcionando en Europa, Canadá y Estados Unidos; 3ª) la generación de energía núcleo-eléctrica.

En los dos primeros casos el reactor actúa fundamentalmente como fuente de generación de neutrones y sirve de medio para la realización de las transmutaciones atómicas con los fines indicados. La energía térmica desprendida en el proceso es de importancia secundaria, aun cuando su recuperación es de interés.

Como ejemplo de recuperación del calor desprendido en pilas atómicas, mencionaremos la planta experimental de Harwell (Inglaterra), en donde la calefacción de los edificios se realiza a expensas del calor desarrollado en el reactor nuclear.

Cuando la fisión se efectúa con el objeto fundamental de generar energía, el reactor adquiere características propias que le distinguen netamente de los demás.

El reactor nuclear actúa en este caso como fuente de generación de energía térmica y deben por ello adoptarse las medidas necesarias para conseguir por una parte el máximo aprovechamiento posible del material de carga y por otro la mayor recuperación posible del calor desarrollado en la fisión.

Hay numerosos factores que impiden que el reactor pueda funcionar de modo que todo el material de carga sea totalmente consumido.

Entre dichos factores, son de primordial importancia los siguientes: 1º) la necesidad de mantener constante el factor de reproducción k del reactor, que varía a medida que se produce la transformación del material de carga como consecuencia de incorporarse a éste los productos de la fisión; 2º) el aumento de la absorción de neutrones por los productos de la fisión, que se hace cada vez mayor a medida que se prolonga la permanencia del material de carga en el reactor, disminuyéndose así en forma progresiva la reserva de neutrones necesarios para el mantenimiento de la reacción en cadena; y 3º) las dificultades que se presentan como consecuencia del cambio de las características físicas del material de carga, cuando una proporción apreciable de él se ha transformado por fisión en sustancias enteramente diferentes [1].

Dentro de la nomenclatura relacionada con la generación de energía atómica se designa con el nombre de "combustibles nucleares" a las sustancias directamente fisionables, como el uranio-235, plutonio-239 y uranio-233, los cuales actúan en el reactor nuclear como fuente de generación de energía y de emisión de los neutrones necesarios para el mantenimiento de la reacción en cadena.

Se denominan "materiales fértiles" a las sustancias como el uranio-238 o el torio-232 que bajo la acción de los neutrones que se generan en el reactor nuclear se transforman en sustancias fisionables como el plutonio-239 y el uranio-233, respectivamente.

Desde el punto de vista de la forma como se realiza el aprovechamiento del material

de carga, los reactores pueden clasificarse en tres grupos: "reactores no-regeneradores", "reactores regeneradores o convertidores" y "reactores reproductores o creadores", para los cuales se ha generalizado la denominación inglesa de "reactores breeder".

Funcionamiento de los reactores no-regeneradores. — Los reactores de este tipo serían alimentados exclusivamente con combustibles nucleares. Tal sería el caso, por ejemplo, de un reactor nuclear que utilizara como combustible el uranio-235 obtenido a partir del uranio natural, descartándose en la separación isotópica como residuo no utilizable el 99.2 % del uranio formado por uranio-238.

En un estudio económico realizado por Zinn ([1]) sobre el funcionamiento de reactores no-regeneradores que utilizaran como combustible al uranio-235, llegó a la conclusión de que en vista de las causas anteriormente citadas que impiden el consumo total del combustible en los reactores nucleares, podría admitirse que cuando se ha fisionado el 50 % del uranio-235 es necesario renovar el combustible nuclear del reactor. En tales condiciones, el costo de combustible nuclear por kWh de energía eléctrica generada sería igual al doble del costo total del kWh generado en una planta termo-eléctrica alimentada con carbón en Boston.

Este somero análisis pone en evidencia, sin entrar siquiera al estudio de los costos de instalación y de mantenimiento, que la utilización de reactores no-regeneradores es antieconómica.

Características de los reactores regeneradores o convertidores. — En los reactores regeneradores la carga está constituída por una mezcla de combustible nuclear y de material fértil; como podría ser por ejemplo el uranio natural, o el uranio natural enriquecido con uranio-235.

En este caso, el funcionamiento del reactor puede regularse de tal modo que los neutrones liberados por cada núcleo de uranio-235 que experimente la fisión, se utilice un neutrón para mantener la reacción en cadena provocando una nueva fisión y al mismo tiempo se absorba un neutrón por un núcleo de uranio-238 para formar uranio-239 que se transformará finalmente en un núcleo de plutonio-239 fisionable.

En estas condiciones, por cada átomo de uranio-235 que desaparece por fisión, se formará un nuevo átomo de plutonio-239 también fisionable.

Por consiguiente, cuando todo el uranio-235 existente en el material de carga se haya fisionado, se habrá formado una cantidad equivalente de plutonio-239 que podrá a su vez utilizarse simultáneamente como combustible nuclear y para transformar nuevas cantidades de uranio-238 en plutonio.

De esta manera se presenta a primera vista la posibilidad de utilizar en la generación de energía atómica a la totalidad del uranio existente en el uranio natural que se empleara como material de carga en un reactor regenerador. Sin embargo, en la práctica no ocurre así, debido a que la sustitución del uranio-235 por el plutonio-239 no se produce con un rendimiento del 100 %.

En las investigaciones realizadas en el reactor de agua pesada del Laboratorio Nacional de Argonne (Illinois), se ha verificado experimentalmente que por cada gramo de uranio-235 fisionado se forman 0.8 gramos de plutonio ([1]).

Es decir, que cuando todo el uranio-235 se haya consumido, se habrá formado solamente un 80 % de plutonio, el que a su vez se fisionará transformando en igual proporción una nueva cantidad adicional de uranio-238 en plutonio; y así sucesivamente.

Si se comienza el proceso con una carga unitaria de uranio-235, la cantidad total de material de carga fisionado como resultado de una larga operación será igual a:

$$1 + 0.8 + 0.8^2 + 0.8^3 + \ldots\ldots = 5$$

Es decir, que por medio de este proceso de regeneración, la carga de material fisionable original se habría quintuplicado.

Por consiguiente, si se carga un reactor regenerador con uranio natural, que contiene un 0.7 % de uranio-235, al final de una prolongada operación sólo se habría consumido el 3.5 % del material de carga.

Este último valor se ha calculado suponiendo que las regeneraciones sucesivas puedan realizarse indefinidamente, lo que no es posible, debido por una parte al perjuicio que puede ocasionar al combustible la intensa atmósfera de neutrones del reactor; y por otra, a las importantes pérdidas de neutrones que se producen por absorción de aquéllos por los productos de la fisión, que a su vez se tornan en una gran impureza del combustible.

Por este motivo, antes de que se consuma el 3.5 % del uranio natural, sería necesario retirar la carga del reactor y someterla a un costoso proceso químico de purificación.

Suponiendo que fuera posible mantener en funcionamiento el reactor hasta que se consuma el 1 % del uranio natural de carga y, admitiendo que a partir de ese momento se deseche la carga del reactor, Zinn [1] ha calculado que el costo de combustible por kWh de energía eléctrica generada, sería igual a la tercera parte del costo del kWh generado en una planta termoeléctrica a carbón.

Desde el punto de vista de las posibilidades económicas de su utilización, el reactor regenerador presenta indudables ventajas frente al reactor no-regenerador.

Como la máxima velocidad de producción de energía está determinada por la proporción de uranio-235 contenida en el material de carga, los reactores regeneradores que consumen uranio natural, operan a velocidades bajas, debido a la proporción reducida de uranio-235 (0.7 %) que contiene el material de carga.

Principio del funcionamiento de los reactores reproductores o creadores ("breeders"). — En el funcionamiento de los reactores regeneradores se ha admitido para el rendimiento de la regeneración del material fisionable, el valor experimental del 80 %. Existe sin embargo la posibilidad de que este rendimiento pueda aumentarse hasta el 100 % o llevarse todavía a un valor más elevado aún. Es decir, que se produzca una mayor cantidad de material fisionable del que se consume.

Se denominan reactores "reproductores" a aquéllos en los cuales es igual o mayor que uno, la relación entre el número de átomos fisionables que se generan y el número de átomos fisionables que se destruyen por fisión [4].

Para conseguir que dicha relación se mantenga igual o mayor que uno, es necesario regular la distribución del combustible y del material fértil en el reactor, de tal modo que se logre por una parte la máxima eficiencia en la fisión y en la regeneración, así como por otra, reducir al mínimo la absorción y las pérdidas de neutrones, para aumentar de esa manera la regeneración.

Este último punto es de considerable importancia en vista del escaso margen de neutrones disponible para incrementar la producción de nuevo material fisionable.

Para tener una idea de las dificultades que se ofrecen para aumentar el rendimiento en la reproducción, basta tener en cuenta las cifras que figuran en el cuadro III, correspondiente al balance de neutrones en un reactor regenerador moderado con grafito [2].

CUADRO III

Balance de neutrones en un reactor moderado con grafito [2]

Neutrones rápidos producidos en la fisión del uranio-235	2.56
Neutrones necesarios para mantener la reacción en cadena	1
Neutrones absorbidos por el uranio-238 para generar plutonio	0.9
Neutrones absorbidos por el uranio-235, para generar uranio-236	0.2
Neutrones absorbidos por el grafito	0.3
Neutrones absorbidos por los materiales estructurales	0.05
Neutrones que escapan del núcleo reaccionante	0.09
Neutrones residuales en exceso	0.02

Cuando un núcleo de uranio-235 captura un neutrón térmico, el 83 % de las veces se produce su fisión, emitiéndose en tal caso como promedio 2.5 neutrones por núcleo fisionado; mientras que las veces restantes se produce la simple captura del neutrón con emisión del exceso de energía bajo la forma de un rayo gamma, formándose uranio-236 que se desintegra con emisión de rayos alfa transformándose en torio.

Por consiguiente, por cada núcleo de uranio-235 fisionado se ponen solamente en libertad 2.14 neutrones [3].

Como se requiere un neutrón para mantener la reacción en cadena y es necesario otro neutrón para reemplazar al átomo de uranio-235 destruído, sólo quedan disponibles 0.14 neutrones para aumentar el rendimiento en la regeneración y atender al mismo tiempo las pérdidas de neutrones que por diferentes causas se producen en el reactor, como lo indica el cuadro III.

Con el objeto de poner gráficamente en evidencia la forma como varía la concentración de los combustibles nucleares en un reactor reproductor, Benedict [7] ha trazado el diagrama que aparece en la figura 7, que correspondería al funcionamiento de un reactor reproductor térmico cuyo material de carga estuviera constituído por uranio natural enriquecido, con un 1 % de uranio-235.

En la confección de dicho diagrama se ha supuesto que al cargarse el reactor con material sin usar, tuviera aquél su tamaño crítico; y que además, su funcionamiento estuviera regulado de tal modo que por cada

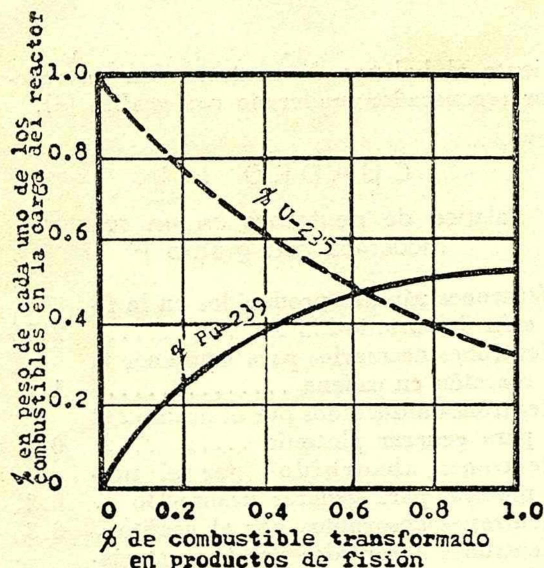


Figura 7. - Variación de las concentraciones de uranio y de plutonio durante el funcionamiento de un reactor reproductor lento.

átomo de uranio-235 fisionado se genere un átomo de plutonio-239.

A medida que se desarrolla el funcionamiento del reactor, se consume el uranio-235, cuya concentración decrece exponencialmente, debido a que no se produce en el reactor ningún proceso que pueda regenerarlo.

Al mismo tiempo comienza la producción de plutonio, cuya concentración inicial era cero. La concentración del plutonio aumenta al principio tan rápidamente, como decrece la concentración de uranio-235. Sin embargo la concentración de plutonio aumenta luego más lentamente porque el plutonio también interviene en la fisión; y tiende finalmente a un 0.5 % cuando el plutonio se consume tan rápidamente como se genera.

En el diagrama de la figura 7 se han relacionado las concentraciones de uranio-235 y de plutonio-239 con el porcentaje de combustible convertido en productos de fisión. Mientras que la concentración de productos de fisión es inferior al 0.6 %, la proporción de materiales fisionables se mantiene prácticamente constante; pero cuando los productos de la fisión aumentan más allá de aquella cifra, se produce una reducción en la regeneración del combustible nuclear debido a que la absorción de neutrones por los productos de la fisión aumenta en forma tal que no puede mantenerse dentro del 100 % el rendimiento de la regeneración.

A partir de aquel momento, el reactor deja de ser reproductor, para operar como un reactor regenerador.

Cuando se haya transformado el 1 % del combustible en productos de la fisión, el material de carga contendrá 0.32 % de uranio-235 y 0.53 % de plutonio-239 y será necesario extraerlo del reactor porque la densidad de neutrones susceptibles de provocar la fisión, no será suficiente para mantener la reacción en cadena.

Debido a las transformaciones químicas y físicas que experimenta el material de carga como consecuencia de la fisión atómica, así como a la importante absorción de neutrones por parte de los productos de la fisión, no es posible suponer que el material de carga se mantenga en un reactor reproductor hasta el total agotamiento del material activo. Por el contrario, como lo indica claramente el ejemplo anterior, es necesario remover a éste al cabo de determinado intervalo de tiempo para extraer por vía química los productos de la fisión y reincorporar al proceso el material activo purificado.

Aún cuando este tratamiento químico repetido podría ser muy costoso, la potencialidad energética de las sustancias fisionables es tal, que haría permisible dicho tratamiento químico aun cuando como consecuencia de él se llegara a decuplicar el costo inicial del combustible nuclear, suposición que se considera excesivamente pesimista.

El número de neutrones disponibles para incrementar el rendimiento de la regeneración es en los reactores regeneradores lentos extremadamente exiguo, como lo indica el cuadro III. Por eso al examinarse la posibilidad de construir reactores con un rendimiento de 100 % o mayor en la regeneración, se ha pensado en utilizar como fuente de generación de energía la fisión por neutrones rápidos, en los cuales es mayor el margen de neutrones utilizables en la regeneración.

Reactores reproductores rápidos. — La construcción de reactores reproductores rápidos está principalmente basada en que la absorción de los neutrones por la materia disminuye con el aumento de la energía de aquéllos.

Por este motivo, para reducir las pérdidas de neutrones por absorción, es conveniente que tanto la fisión como el proceso de conversión del material fértil en material fisionable se realicen antes de que la energía de los neutrones se haya reducido mucho. De esta manera disminuye considerablemente la absorción de neutrones por los materiales estructurales y por el flúido de enfriamiento, debido a que, como se indicó antes, la captura de neutrones por los núcleos atómicos

se reduce en forma notable al aumentar la energía neutrónica.

Sobre este principio se encuentran basados los primeros reactores reproductores que han entrado en funcionamiento, en los cuales no se emplean sustancias moderadoras, o se emplean en muy pequeña proporción ([5]).

Un reactor rápido puede consistir en un núcleo de uranio-235 casi puro, envuelto en una capa de material fértil como uranio-238 o torio-232, en el seno del cual se formaría el nuevo combustible, plutonio-239 o uranio-233, respectivamente.

El principal problema tecnológico de los reactores rápidos consiste en la necesidad de extraer las grandes cantidades de calor que se generan en un núcleo muy pequeño, lo que obliga a utilizar flúidos de elevados coeficientes de transferencia de calor y alto calor específico.

Además, en los reactores rápidos, la densidad de neutrones en el interior del núcleo es muy superior a la densidad de neutrones en los reactores lentos; por tal motivo el ataque de los materiales estructurales y de los elementos que contienen el combustible, es mucho más violento, lo que obliga a una selección mucho más cuidadosa de aquéllos.

En la fisión por neutrones rápidos la probabilidad de que un neutrón sea absorbido por un núcleo fisionable es mucho menor que en el caso de la fisión por neutrones lentos. Por este motivo, en los reactores rápidos es necesario utilizar elevadas concentraciones de combustible nuclear y el grado de dilución del combustible que puede tolerarse se encuentra severamente limitado ([7]).

El funcionamiento de los reactores rápidos está basado en que la cantidad de material fisionable regenerado exceda de la del combustible nuclear consumido, con lo cual aparece la posibilidad de utilizar como fuente de energía nuclear la totalidad del uranio y del torio naturales, lo cual no sólo significa un considerable aumento para las reservas de energía nuclear, sino también una reducción notable en el costo del material de carga del reactor.

Teniendo en cuenta la enorme potencialidad energética de las sustancias fisionables, se admite frecuentemente que el costo del combustible en las plantas de energía nuclear será prácticamente nulo.

Así por ejemplo, de acuerdo con los cálculos realizados por Zinn, por cada 10 kg. de uranio natural, consumidos en un reactor reproductor con un 50 % de eficiencia, se desarrollaría una cantidad de energía equivalente a la liberada en la combustión de 29.000 toneladas de carbón, que permitiría generar 57.600,000 kWh de energía eléctrica ([1]).

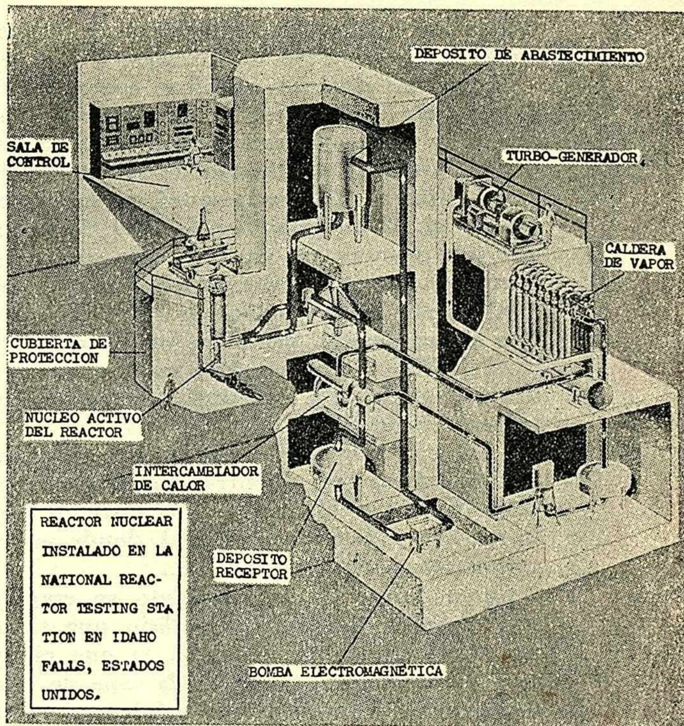


Figura 8. - Esquema de la planta experimental de generación de energía núcleo-eléctrica de Arco (Idaho) (6)

El reactor reproductor experimental de Idaho. — Las plantas de generación de energía núcleo-eléctrica están fundamentalmente basadas en utilizar al reactor como fuente de generación de energía térmica, por la cual debe circular el flúido enfriador que transporta el calor a la unidad generadora de electricidad.

Una de las grandes dificultades que se presentan para la utilización de la energía atómica la ofrece el flúido enfriador.

Según se verá más adelante, los metales líquidos parecen ser el medio más indicado para usar como agente de enfriamiento, debido a su alto punto de ebullición y a su elevada eficiencia en el intercambio de calor con el líquido que actuará en el circuito de generación de energía eléctrica.

En la figura 8 aparece un esquema de las instalaciones de generación de energía núcleo-eléctrica que utilizan el primer reactor reproductor construído con fines experimen-

tales por el Laboratorio Nacional de Argonne de la Universidad de Chicago.

Dichas instalaciones emplean como fuente de energía térmica un reactor reproductor rápido, y se encuentran instaladas en la Estación Nacional de Ensayo de Reactores de Arco (Idaho). La planta entró en funcionamiento el 20 de diciembre de 1951, fecha en que por primera vez en el mundo se generó energía eléctrica a partir de la fisión atómica.

El reactor está formado por un núcleo muy rico en uranio-235, que tiene un volumen de unos 5 litros y está envuelto en una capa de uranio natural [1], constituído prácticamente por uranio-238.

La mayor parte del calor se genera en el núcleo del reactor; mientras que la gran mayoría de los neutrones son capturados por la envoltura de uranio natural, donde se regenera el material fisionable.

Como flúido de enfriamiento se emplea una aleación de sodio y potasio que tiene un punto de fusión de 19°C, la que circula primeramente a través de la capa de uranio natural y luego por el núcleo, abandonando el reactor a una temperatura de 350°C.

Después de pasar por un intercambiador de calor, el metal líquido escurre hacia un depósito receptor de donde es retirado por medio de una bomba electromagnética que lo eleva hasta un depósito de almacenamiento elevado, de donde fluye nuevamente hacia el reactor.

El calor es removido del intercambiador de calor por medio de otro circuito también alimentado con aleación de sodio y potasio, la que transporta el calor al generador de vapor.

El vapor generado a 27 atmósferas, acciona finalmente un turbogenerador, cuya capacidad fué en los primeros ensayos de 150 kW, pudiendo aumentarse hasta 250 kW.

Una de las características más destacadas del reactor nuclear instalado en esta planta experimental, es la elevada densidad de energía calorífica liberada, la que corresponde a 25 kW por decímetro cúbico; mientras que en una caldera naval de alta presión la densidad de energía apenas alcanza a 3.8 kW por decímetro cúbico [1].

En los reactores nucleares para producción de radioisótopos, la densidad de energía es solamente del orden de 0.06 kW por decímetro cúbico.

Los resultados que se obtengan en las investigaciones experimentales que se están realizando en la planta de Arco podrán tener derivaciones de la mayor importancia para el inmediato desarrollo de la técnica relacionada con la utilización de la energía nuclear.

El reactor experimental de Harwell. — El 5 de febrero de 1954 alcanzó su tamaño crítico el reactor nuclear "Zephyr" de la planta británica de Harwell.

Este reactor funciona como reactor reproductor rápido y según las informaciones proporcionadas por la Oficina Central de Información de Londres, consume plutonio como combustible nuclear.

El reactor está formado por un núcleo de plutonio, de unos cinco litros de volumen, envuelto en una maciza capa de uranio natural, la que refleja parte de los neutrones que tienden a escapar del núcleo de plutonio y al mismo tiempo absorbe neutrones, con lo que se transforma en plutonio el uranio-238 de la envoltura de uranio natural.

El plutonio se encuentra envasado en recipientes de aluminio.

Este reactor, como el reactor de la Estación Experimental de Arco, ha sido construído con el objeto de conseguir información sobre el funcionamiento de los reactores rápidos y sobre el comportamiento de los materiales constructivos, así como para experimentar también los sistemas e instrumentos de contralor.

Por el momento el reactor está trabajando al nivel cero de energía; es decir que opera a una potencia tan reducida que no es necesaria la refrigeración.

Una vez que se complete la primera etapa de ajustar el funcionamiento del reactor y de corregir los defectos que se hubieran encontrado en su marcha a potencia cero; se iniciará la segunda etapa correspondiente a la generación de energía.

Por el momento no se han divulgado noticias referentes al circuito de intercambio térmico entre el reactor "Zephyr" y la unidad de generación de energía eléctrica.

El plutonio que se consume en este reactor es elaborado en la planta de Windscale que tiene dos reactores térmicos moderados con grafito [10].

Los reactores nucleares de doble fin: producción de plutonio y generación de energía. — En el capítulo X relativo al estudio de las posibilidades económicas de la energía atómica, examinaremos con algún detalle las razones que han conducido a la idea de realizar reactores nucleares con el do-

ble fin de producir plutonio y de generar energía.

En este caso, debido al alto costo del plutonio, el diseño del reactor debe realizarse teniendo principalmente en cuenta la necesidad de reducir al mínimo el costo de producción del plutonio, dejando en segundo término la eficiencia en la producción de energía, que aparece como un subproducto de la industria ([8]).

Esta solución se ha presentado como una solución de transición entre los actuales reactores de producción y los reactores reproductores que se utilizarán en el futuro para la generación de energía exclusivamente.

El reactor de doble fin tiene desde el punto de vista económico la ventaja de que la amortización de las instalaciones se distribuye principalmente entre los dos productos más importantes de la industria: el plutonio y la energía núcleo-eléctrica. De aquí resulta un costo de generación de energía atómica mucho más reducido que el que corresponderá a la energía generada en los reactores reproductores; pudiendo de esta manera competir la energía núcleo-eléctrica con la energía termo-eléctrica, aún en lugares en donde los costos de los combustibles usuales no sean exageradamente altos.

Según hemos visto anteriormente, en los reactores reproductores se produce simultáneamente la generación de energía en la fisión y la generación de plutonio, que será utilizado posteriormente como combustible nuclear.

Por consiguiente, un reactor reproductor sería en esencia un reactor de doble fin. Sin embargo, existe una diferencia marcada entre los dos tipos de reactores, la que reside en el valor del plutonio obtenido en ellos.

En el reactor reproductor se produce plutonio, el que como hemos visto antes constituye un elemento esencial para el funcionamiento del reactor, no siendo necesario para ello que se separe el plutonio del material de carga. Si se realizara esta separación, el plutonio no tendría prácticamente valor desde el punto de vista de sus usos militares y su valor como combustible nuclear sería relativamente bajo ([9]).

El hecho de que los reactores reproductores sean reactores de doble fin, en el sentido amplio de la acepción, no significa que la solución técnica correspondiente a los reactores realizados con el doble objeto de producir plutonio para fines militares y de generar energía, constituya una aproximación de la solución correspondiente a los reactores reproductores.

En efecto, la necesidad de conseguir la máxima eficiencia en la producción de plutonio obliga a dar al reactor de doble fin características que le distinguen netamente de un reactor reproductor.

Aún cuando la cantidad de energía calorífica liberada por unidad de peso de combustible consumido, es invariable para cualquier tipo de reactor, la cantidad de plutonio y de energía útil producida para determinado consumo de combustible, pueden variar dentro de amplios márgenes según las características propias del reactor ([9]).

Para un reactor de doble fin, la característica más saliente es la "relación de conversión", que determina la cantidad relativa de plutonio producida por unidad de combustible consumido. En cambio, en un reactor reproductor destinado a la generación de energía, la característica más importante es la "energía específica", que corresponde a la cantidad de energía generada por unidad de combustible.

Para una determinada potencia térmica total, la relación de conversión y la energía específica de un reactor se encuentran relacionados de tal modo que cuando una de ellas aumenta, la otra disminuye ([9]).

Así por ejemplo, para conseguir una elevada energía específica es necesario que el combustible esté muy subdividido para tener así una elevada superficie de intercambio térmico. En tales condiciones, aumenta la proporción de material utilizado para envasar el combustible y con ello su absorción de neutrones, lo cual trae aparejada una disminución de los neutrones disponibles para la producción de plutonio, reduciéndose así la relación de conversión.

Como la velocidad de producción del plutonio es proporcional a la velocidad con que se extrae el calor del reactor, en los reactores de doble fin se requerirá la temperatura más alta posible en el núcleo y, al mismo tiempo que sean lo más bajas posible las temperaturas de entrada y de salida del flúido de enfriamiento ([9]).

Por el contrario, en el reactor reproductor, cuyo fin es solamente la generación de energía, conviene desde el punto de vista termodinámico, que la temperatura de salida del flúido de enfriamiento sea lo más elevada posible, con el objeto de conseguir la máxima eficiencia en la transformación de energía térmica en energía eléctrica.

Se supone que será posible construir reac-

tores de doble fin cuyo funcionamiento pueda regularse de acuerdo con la demanda de plutonio a la planta; de modo que en los intervalos en que disminuya dicha demanda pueda operar el reactor como fuente de generación de energía solamente. En tal caso el plutonio no se retirará del reactor, sino que se retendrá en él para ser consumido como combustible ([8]).

Como se verá más adelante, son muy limitadas las posibilidades de que se generalice el empleo de los reactores de doble fin, cuyo uso parecería especialmente indicado para las plantas de elaboración de plutonio para usos militares que se encuentran bajo el contralor gubernamental y que podrían ser abastecidas de energía núcleo-eléctrica utilizando los propios reactores de producción.

Materiales utilizados en la construcción de los reactores nucleares. — La selección de los materiales constructivos se realiza teniendo en cuenta no sólo sus propiedades mecánicas y su resistencia a la corrosión, sino también sus propiedades nucleares, dentro de las cuales ocupa un lugar de preferencia su capacidad de absorción de neutrones, la que debe ser lo menor posible.

Los problemas que se presentan en la selección de los materiales estructurales para un reactor son en cierto modo similares a los que se encuentran al elegir los materiales para un intercambiador de calor en análogas condiciones de temperatura, presión y velocidad de transferencia de calor; siendo además de gran importancia las propiedades nucleares de los materiales ([11]).

La capacidad de absorción de neutrones es de capital importancia en los reactores térmicos; especialmente en los reactores reproductores, donde el balance de neutrones deja un margen extremadamente reducido para la pérdida de neutrones por absorción de parte de los materiales estructurales. En cambio, en los reactores térmicos la absorción de neutrones por los materiales tiene una importancia mucho menor.

Dentro de las propiedades nucleares a tener en cuenta, se encuentra también la radioactividad inducida que adquieren los materiales que captan neutrones; reacción nuclear que se caracteriza en la gran mayoría de los casos por la emisión de rayos gamma y la formación de un radioisótopo emisor de rayos beta. Si la capacidad de activación de la sustancia es elevada, puede ofrecer dificultades su empleo en estructuras fácilmente accesibles a los operadores, por el riesgo que implica su radioactividad inducida.

También es necesario tener en cuenta la resistencia del material a la acción de las radiaciones que se desarrollan en el interior del reactor. En los reactores de baja potencia o en los de bajo flujo de neutrones empleados en la investigación, el efecto de las radiaciones sobre los metales es muy reducido; en cambio es mucho más notable sobre las sustancias orgánicas, pudiendo ser un factor decisivo en la elección de los materiales plásticos utilizados para la aislación eléctrica, o en la de los aceites a emplear en la lubricación o en la aislación eléctrica.

El aluminio es muy empleado en los elementos de combustible que en muchos casos están formados por envases de aluminio que contienen el combustible nuclear o el material de carga.

La preferencia por el aluminio se justifica por su bajo costo, sus buenas propiedades nucleares, su resistencia a la corrosión, sus buenas propiedades mecánicas a bajas temperaturas y su elevado coeficiente de transferencia de calor. Tiene en cambio el aluminio, una propiedad muy desfavorable; y es su bajo punto de fusión (659,7°C), lo cual limita sus aplicaciones. Las otras propiedades del aluminio son en tal grado convenientes, que en muchos reactores que se encuentran en funcionamiento se ha reducido la temperatura del núcleo del reactor con el sólo objeto de poder utilizar al aluminio en los elementos de combustible.

Entre los metales constructivos, ocupa el níquel un lugar interesante por sus propiedades de resistencia a la corrosión en condiciones extremas, puestas en evidencia con su empleo en la Industria Química.

Muchas de las aleaciones de níquel que se crearon con el fin de resolver problemas simultáneos de corrosión y resistencia a altas temperaturas en aquella Industria, pueden ser utilizadas en los reactores nucleares ([11]). De estas aleaciones interesa destacar los Hastelloys y el Inconel X ([12]).

Los aceros inoxidables austeníticos pueden ser también excelentes materiales de construcción para reactores nucleares, especialmente para las zonas que deben operar a temperaturas elevadas. Estos tipos de aceros se caracterizan por conservar a temperaturas de 900°C o más, sus propiedades mecánicas de resistencia y por ofrecer en esas condiciones una resistencia a la oxidación superior a la de metales como el molibdeno, tántalo, titanio, circonio y tugsteno ([11]).

Los aceros inoxidables presentan frente al níquel y sus aleaciones, la ventaja de que su capacidad de absorción de neutrones es menor.

El molibdeno, que tiene excelentes propiedades mecánicas y una gran ductilidad a elevadas temperaturas, tiene el inconveniente de que se oxida muy fácilmente al aire, a temperaturas cercanas o superiores a los 400°C. Este inconveniente se evita empleando el molibdeno enchapado con níquel o con Inconel; consiguiéndose de esta manera estructuras de gran estabilidad a temperaturas del orden de 1,100°C. El molibdeno tiene en su favor una capacidad de absorción de neutrones lentos inferior a la de los otros metales y aleaciones de uso frecuente a altas temperaturas.

El circonio parece tener mucho interés para la tecnología de los reactores nucleares; aun cuando sus propiedades de resistencia mecánica y a la corrosión son inferiores a las del titanio. Se oxida fácilmente al aire a temperaturas elevadas; por ello su empleo en presencia del aire obliga a operar a temperaturas que no excedan de 300 a 400°C ([11]).

El circonio tiene en cambio la ventaja de tener una capacidad muy baja de absorción de neutrones.

El contralor de la reactividad de los reactores. — En el contralor de las reacciones nucleares en cadena se emplea frecuentemente como magnitud la "reactividad" ρ definida por la expresión:

$$\rho = \frac{k_e - 1}{k_e}$$

siendo k_e el factor constante efectivo de multiplicación del reactor.

Para determinado sistema, el período de aumento o disminución de la velocidad de fisión en el reactor, se encuentra relacionado con ρ por las ecuaciones cinéticas correspondientes a la reacción que se desarrolla en el reactor.

Hay numerosos factores que contribuyen a modificar la reactividad de un reactor cuando éste se encuentra en condiciones de funcionamiento, siendo los principales, las variaciones de temperatura en el interior del núcleo, el envenenamiento del material de carga por los productos de la fisión, el reemplazo del material de carga y la introducción o extracción de los materiales a someterse a la acción de los neutrones, cuando el reactor se utiliza con fines de experimentación o de elaboración de radio-isótopos.

Sea cual fuere el uso del reactor, el contralor de su reactividad tiene una importancia capital; estando basado en él, no sólo las operaciones de puesta en marcha e interrupción del servicio, sino también el funcionamiento normal del reactor, puesto que ligeras variaciones en la reactividad traen como consecuencia importantes cambios en el flujo neutrónico y en la energía térmica liberada en el núcleo reaccionante.

De aquí resulta la posibilidad de utilizar como elementos de base para el contralor de la fisión nuclear a los instrumentos que registran las condiciones en que se desarrolla la reacción, los cuales se conectan con los dispositivos que tienen por objeto modificar el flujo neutrónico en la forma requerida para mantener la reactividad del reactor dentro de los límites exigidos para el normal funcionamiento de éste.

El contralor de la mayor parte de los reactores térmicos se realiza por medio de barras de contralor revestidas de materiales como el cadmio o el boro, que tienen una gran capacidad de absorción de neutrones.

El contralor de los reactores rápidos es más difícil, debido a que la capacidad de absorción de los neutrones por las sustancias, disminuye a medida que aumenta la energía de los neutrones. Por este motivo el empleo de barras de contralor no es tan eficaz en los reactores rápidos; habiéndose mencionado la posibilidad de recurrir al desplazamiento del combustible dentro del núcleo del reactor, o al desplazamiento de la envolvente reflectora de neutrones, para controlar la reactividad de los reactores rápidos ([13]).

En la gran mayoría de los casos las barras de seguridad están constituídas por barras de acero o de aluminio enchapado en boro o cadmio. El soporte de la sustancia absorbente de neutrones tiene por objeto comunicar al sistema las propiedades mecánicas requeridas por las condiciones de funcionamiento.

En algunos casos se realiza colocando dentro del núcleo del reactor tubos de acero, en los cuales se introducen pequeñas bolas de acero recubiertas con boro o cadmio, en la cantidad requerida para conseguir determinada reactividad.

Las características de las barras de contralor, dependen del diseño del reactor; sin embargo pueden por lo general clasificarse en tres grupos:

a) barras de seguridad;
b) barras de regulación de la reactividad;
c) barras de ajuste de la reactividad.

Las barras de seguridad tienen por obje-

to asegurar que el coeficiente de reproducción *k* del reactor se encuentre muy por debajo de 1, aún en el caso de que las demás barras de contralor del reactor se encuentren en la posición de máxima reactividad. Estas barras se desplazan automáticamente en el sentido de la reactividad positiva a velocidades del orden del 0,1 % de su longitud útil por segundo.

Este sistema de barras debe tener una capacidad de absorción de neutrones que permita anular una reactividad varias veces superior a la reactividad máxima prevista para el reactor. Dicho sistema se encuentra a su vez conectado con un circuito de seguridad mediante el cual es posible introducir rápidamente las barras dentro del reactor si las condiciones de trabajo de éste (temperatura o flujo de neutrones en el núcleo, etc.) exceden de los límites previstos ([14]).

Las barras de regulación de la reactividad se desplazan también automáticamente, a velocidades de 0.01 a 0.1 % de su longitud útil por segundo, consiguiéndose por medio de ellas regular los cambios de reactividad del reactor hasta llevarlos a una aproximación del 0.001 % ([13]).

El ajuste de la reactividad dentro del orden del 0.001 % se efectúa por medio de las barras de ajuste de la reactividad, accionadas por medio de servo-mecanismos que provocan el desplazamiento de las barras con velocidades variables entre 0.001 y 0.1 % de su longitud útil por segundo.

El desplazamiento de las barras de contralor puede realizarse en forma vertical, horizontal o en arco de circunferencia, según las características propias del reactor, de las cuales dependen los equipos mecánicos y eléctricos que accionan aquellos dispositivos, cuya importancia es capital, tanto del punto de vista del mantenimiento en condiciones normales de la marcha del reactor, como para evitar que por motivos inesperados se produzca un aumento del flujo neutrónico en el núcleo reaccionante, lo cual podría ocasionar un desarrollo de energía tal que trajera como consecuencia la fusión o la vaporización de los elementos de combustible ([14]).

Las cubiertas de protección de los reactores. — Debido a la intensa radioactividad que se desarrolla en el núcleo de los reactores es necesario encerrar aquél dentro de cubiertas que protejan a los operadores contra los peligros de la radiación.

La cubierta de protección debe de cumplir a la vez varias funciones de índole diferente, lo que obliga por lo general a realizar la cubierta con varios materiales.

La cubierta debe atenuar la energía de los neutrones rápidos y absorber los neutrones térmicos que escapan del núcleo del reactor. Además debe atenuar o absorber los rayos gamma que salen del núcleo y al mismo tiempo debe de estar en contacto con éste, que se encuentra a elevada temperatura.

Parte de los neutrones rápidos que escapan del reactor son reflejados hacia el núcleo por medio de la envolvente reflectora. El material reflector es generalmente el utilizado como moderador, de modo que la envolvente reflectora es en realidad una región del reactor constituída solamente por el moderador. En el caso de los reactores de agua pesada, se envuelve generalmente el núcleo reaccionante con una capa de grafito.

Como la envolvente reflectora reduce las pérdidas de neutrones hacia el exterior, y actúa además como aislante, contribuye a realizar parte de las funciones anteriormente indicadas para la cubierta protectora.

En los reactores fijos, se ha recurrido por razones de economía a la construcción de cubiertas protectoras de hormigón.

Debido a que la capacidad de absorción de las radiaciones aumenta con la densidad del material de la cubierta, se utilizan generalmente en la construcción de ésta, hormigones de gran densidad, los que se consiguen utilizando aglomerados de alto peso específico.

Muy a menudo se emplean como aglomerados, baritinas y otros minerales de bario, por medio de los cuales se obtienen hormigones de 3,100 a 3,500 kg. por metro cúbico. Empleando granallas de hierro se han preparado en los Estados Unidos, hormigones de 6,000 kg. por metro cúbico de peso específico y con un costo que no alcanza al doble del correspondiente al hormigón común ([11]).

Para los reactores de alta densidad de energía, la cubierta se realiza en dos secciones. Para la sección interior, llamada "cubierta térmica", se ha propuesto el empleo del hierro o el acero.

En casos especiales, como el mencionado en el capítulo I al describir el reactor tipo "pileta de natación", puede emplearse una cubierta de protección formada por agua común.

Referencias bibliográficas

(1) W. H. Zinn. — Basic problems in Central-Station Nuclear Power. — Nucleonics, 10, Nº 9, 8 (1952).

(2) **Editorial.** — Nature, 171, 411 (1953).
(3) **A. M. Weinberg.** — Recent advances in Reactor Technology. — Nucleonics, 11. Nº 5, 18 (1953).
(4) **J. A. Lane, S. McLain.** — The design of nuclear power plants. — Chemical Engineering Progress, 49, Nº 6, 287 (1953).
(5) **J. Cockcroft.** — British view of nuclear power. — Industrial and Engineering Chemistry, 45, 2372 (1953).
(8) **C. A. Hochwalt, Ph. N. Powers.** — Dual-purpose reactors: first step in industrial power development. — Nucleonics, 11, Nº 2, 10 (1953).
(9) **G. L. Weil.** — Power-only-reactors: the direct approach to economic nuclear power. — Nucleonics, 11, Nº 4, 12 (1953).
(10) **K. E. Jay.** — Britain's Atomic Factories. — Her Majesty's Stationery Office, London (1954).
(11) **G. E. Evans.** — Materials for reactors. — Nucleonics, 11, Nº 6, 18 (1953).
(12) **F. H. Clark.** — Metals at high temperatures. — Reinhold Publishing Corp., New York (1950).
(13) **J. M. Harrer.** — Reactor operation. — Nucleonics, 11, Nº 6, 35 (1953).
(14) **T. E. Cole.** — Design of a control system for a low-cost research reactor. — Nucleonics, 11, Nº 2, 32 (1953).

CAPITULO VII

Intercambio térmico entre el reactor nuclear y el generador de electricidad

La remoción del calor desarrollado durante la fisión nuclear. — Los fundamentos de la generación de energía eléctrica a partir del calor desarrollado en la fisión nuclear es a primera vista muy simple; sin embargo, por razones de diferente orden su realización práctica resulta difícil.

El reactor nuclear puede considerarse como un horno alimentado por el material fisionable, que puede emplearse para calentar un líquido o un gas en forma suficiente como para que el vapor producido o el gas caliente, puedan servir para accionar una máquina o turbina generadora de electricidad.

El problema de retirar rápidamente grandes cantidades de energía calorífica de un reactor no es fácil de resolver. Por una parte, debido a que no existe ningún agente de enfriamiento que cumpla con las condiciones que debería llenar el flúido ideal; y por otra, a que los efectos combinados de la radiación y de la operación a elevadas temperaturas imponen al diseño del circuito de enfriamiento limitaciones que excluyen a los sistemas de intercambio de calor de uso frecuente por la práctica industrial.

Debido a las características propias del reactor nuclear, no es posible utilizarlo como generador de vapor; y es por ello que cuando la planta eléctrica es accionada por vapor se hace necesario hacer circular por el reactor un flúido de enfriamiento que transfiera luego el calor a otro líquido más volátil, como el agua, en el generador de vapor [1].

Cuando el flúido de enfriamiento es un gas, la transferencia de calor puede hacerse directamente del reactor al generador de energía, evitándose así el intercambiador de calor intermediario, que en muchos casos es el propio generador de vapor.

El esquema que ilustra la figura 9 indica en líneas generales, los elementos que intervienen en el proceso total de transformación en energía eléctrica, de la energía térmica desarrollada en el reactor nuclear.

En la parte izquierda del esquema aparece el circuito de enfriamiento del reactor, por medio del cual se realiza la transferencia de calor a la unidad de generación de vapor. A la derecha del esquema aparecen los elementos convencionales de una instalación de generación de energía eléctrica accionada a vapor.

Según las leyes de la Termodinámica, todo cambio térmico es tanto más eficiente, cuanto mayor es la temperatura a que se realiza. De aquí se deduce la conveniencia de que la temperatura en el núcleo del reactor sea lo más elevada posible.

Hay sin embargo razones que impiden aumentar la temperatura del reactor más allá de ciertos límites, debido principalmente a las propiedades físicas, químicas y mecánicas de los materiales constructivos, o a las características del moderador, en el caso de reactores térmicos [3].

La temperatura de operación del reactor; o para ser más exactos, la temperatura del flúido enfriador al abandonar el reactor, es indudablemente un importante factor dentro de la economía de la producción de energía, pues determina la eficiencia térmica del sistema. Sin embargo, la influencia de otros factores tiene tal predominio, que se admite actualmente que no será necesario que las plantas de generación de energía núcleo-eléc-

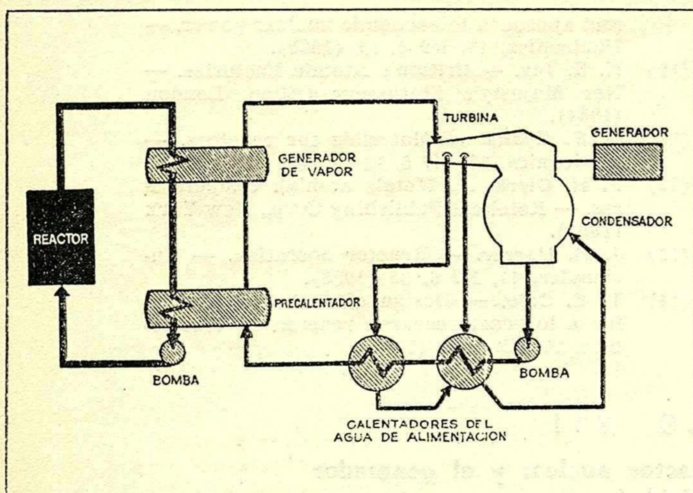


Figura 9. - Esquema general de una planta de generación núcleo-eléctrica (2).

trica operen a presiones de vapor tan altas como las que se emplean en las instalaciones modernas alimentadas a carbón ([2]).

De acuerdo con los conocimientos que se han divulgado sobre el estado actual de la construcción de reactores, la temperatura del flúido enfriador no sobrepasaría los 480°C en los reactores enfriados con sodio metálico o con la eutéctica de sodio y potasio.

La remoción del calor desarrollado en el núcleo del reactor constituye uno de los más importantes problemas de Ingeniería que se presentan en el proyecto de una planta de generación de energía núcleo-eléctrica. La solución de este problema comporta principalmente la elección del agente de enfriamiento y la determinación del sistema más adecuado de remoción del calor.

Agentes y sistemas de enfriamiento utilizados en los reactores nucleares. — Las sustancias que se usan para el enfriamiento de los reactores nucleares, o cuyo empleo parecería muy posible en un futuro cercano, pueden clasificarse en tres grupos: a) agua común y agua pesada, b) metales líquidos y c) gases.

El agua es el agente de enfriamiento más utilizado en los reactores nucleares que se encuentran en funcionamiento, debido a su bajo costo, a su coeficiente relativamente alto de transferencia de calor, y a la abundante experiencia que hay sobre su uso como medio de intercambio de calor.

Por el contrario, tiene el agua dos serias desventajas que limitan su aplicación en los reactores destinados a la generación de energía. El primer inconveniente deriva de su capacidad relativamente alta de absorción de neutrones que impide usarla en reactores como los que consumen uranio natural, donde la economía de neutrones tiene considerable importancia. El segundo inconveniente del agua se debe a su bajo punto de abullición y a su alta tensión de vapor, que no hacen aconsejable su empleo en reactores que deban operar a temperaturas relativamente altas ([4]).

Además, el agua se torna radioactiva como consecuencia de su exposición al flujo de neutrones del reactor y continúa emitiendo rayos gamma algún tiempo después de haber abandonado el reactor.

Por el efecto de la intensa acción de las radiaciones en el núcleo del reactor, una pequeña proporción del agua se descompone en sus elementos constituyentes. La mezcla de oxígeno e hidrógeno así formada, debe ser diluída o recombinada, para evitar la formación de una mezcla explosiva ([2]).

A pesar de todos los inconvenientes mencionados, se ha elegido al agua como agente de enfriamiento del reactor térmico de la planta de generación de vapor para propulsión de submarinos que ilustra la figura 10.

El enfriamiento se realiza por recirculación del agua, único sistema práctico para plantas de generación de energía.

Las cañerías de circulación del agua deben realizarse con materiales muy resistentes a la corrosión como el Inconel o el metal K Monel; y deben además tomarse precauciones para evitar las fugas de agua por el peligro que éstas representan debido a la radioactividad adquirida por el flúido enfriador al atravesar el núcleo del reactor.

En el circuito de enfriamiento se ha intercalado un filtro y un ablandador de resinas sintéticas; este último se encuentra protegido por un serpentín de enfriamiento que mantiene por debajo de 50°C la temperatura del agua que entra al ablandador.

Debido a la baja capacidad de absorción de neutrones del agua pesada, su uso como líquido enfriador es obligado, a pesar de su alto costo, en los casos en que la economía de neutrones tiene capital importancia ([5]).

En vista del alto costo del agua pesada, es necesario asegurar que se reduzcan al mínimo las pérdidas, esto obliga a adoptar medidas para reconocer todas las fugas posibles y a provocar la recombinación de los gases provenientes de la descomposición del agua pesada que se produce en una ligera propor-

ción por el efecto de la intensa radioactividad que existe en el núcleo reaccionante [2]. Por este motivo, el sistema de enfriamiento con agua pesada es mucho más complicado y caro que el enfriamiento con agua común.

Enfriamiento con metales líquidos. — En la remoción del calor del reactor nuclear, el empleo de metales líquidos tiene la ventaja de operar a temperaturas relativamente altas, consiguiéndose así elevados coeficientes de transferencia de calor, lo que tiene particular interés cuando el reactor se utiliza para la generación de energía.

El enfriamiento con mercurio, que parecería a primera vista muy indicado, ha debido descartarse porque dicho metal tiene una capacidad de absorción de neutrones demasiado alta.

Como resultado del estudio de las propiedades físicas y nucleares de varios metales y aleaciones fácilmente fusibles, se eligió al sodio como posible agente para enfriamiento; dándose preferencia finalmente a eutéctica de sodio y potasio que contiene 56 % de sodio y 44 % de potasio.

Esta aleación funde a 19°C [4].

El sodio y sus aleaciones tienen a su favor una baja tensión de vapor y elevados coeficientes de transferencia de calor; sin embargo, su manejo es muy peligroso debido a su alta reactividad química y a la radioactividad inducida que adquieren dichos metales por la acción de los neutrones.

Como los metales alcalinos fundidos reaccionan explosivamente al contacto con el oxígeno o con el vapor de agua, es necesario que todas las superficies del metal que puedan quedar expuestas al aire, se protejan poniéndolas en contacto con gases inertes como el nitrógeno, argón o helio.

Deben además adoptarse precauciones para que todas las partes del circuito de enfriamiento se mantengan a una temperatura que evite la solidificación del metal fundido.

Los metales de bajo punto de fusión como el plomo, bismuto y sus aleaciones, mucho menos peligrosos que los metales alcalinos, no se han empleado como agentes de enfriamiento debido a que su bajo calor específico obligaría a emplear cantidades mucho mayores de metal fundido; y además, porque sus temperaturas de fusión son más altas que las de los metales alcalinos y sus aleaciones [4].

En la figura 11 se indica esquemáticamente la disposición de un sistema de enfriamiento con aleación de sodio y potasio, similar al que

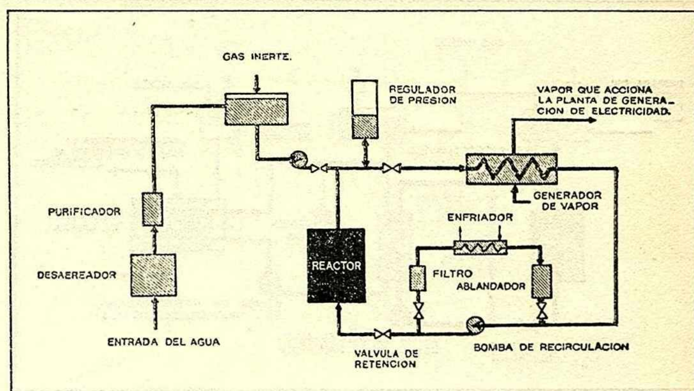


Figura 10. - Sistema de enfriamiento con agua del reactor térmico de una planta de generación de vapor para propulsión de submarinos (4).

se utiliza en el reactor reproductor de la planta experimental de Arco.

El sistema de enfriamiento está constituído por dos circuitos separados por un intercambiador de calor intermedio, que podría ser sustituído directamente por el generador de vapor. Dicha disposición está sin embargo justificada por la conveniencia de reducir al mínimo el circuito primario por donde circula un flúido muy radiactivo; disminuyéndose así el peligro de la radiactividad y las espesas cubiertas de protección que es imprescindible colocar en toda la parte peligrosa del sistema de enfriamiento.

Bombas electromagnéticas para metales líquidos. — Un detalle muy interesante del circuito de enfriamiento con metales líquidos lo constituyen las bombas de circulación del flúido.

Debido a la elevada conductividad eléctrica de los metales fundidos; y en particular, del sodio y de las aleaciones de sodio y potasio, es posible utilizar como medio para la circulación del flúido, fuerzas electromagnéticas inducidas.

En la figura 12 aparece el esquema de una bomba electromagnética a corriente directa.

El metal líquido circula por un tubo de paredes delgadas rectangulares de acero inoxidable o de otro metal de elevada resistividad eléctrica. El tubo tiene soldadas dos barras conductoras de cobre en posiciones diametralmente opuestas y el conjunto se coloca entre los polos de un electroimán.

La corriente eléctrica que entra por las paredes atraviesa el líquido contenido en el tubo y da origen una fuerza longitudinal F, igual a:

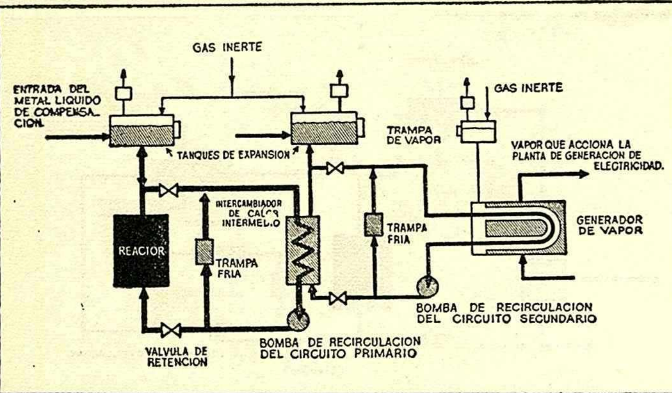


Figura 11. - Circuito de enfriamiento de un reactor nuclear con metales líquidos (4).

$$F = \frac{BI_e r}{10} \; dinas$$

siendo:

B, la densidad en gauss del flujo magnético en el líquido que está entre los polos del imán;

I_e, la cantidad de corriente en amperios que atraviesa el líquido que está en el campo magnético;

r, el ancho en centímetros del tubo de paredes rectangulares, según el sentido del pasaje de la corriente eléctrica.

Si *s* es el ancho del tubo según el sentido en que actúa el campo magnético, la sección transversal del tubo será *rs* y la presión *P* desarrollada será igual a:

$$P = rsF = \frac{BI_e}{10s} \; dinas.\, cm^{-2}$$

Las grandes cantidades de corriente directa requeridas para el funcionamiento de estas bombas era proporcionada primitivamente por rectificadores de selenio, capaces de operar en forma contínua hasta corrientes de 6,000 amperios. Cuando se vió la necesidad de operar a valores más altos se recurrió a generadores homopolares capaces de proveer corrientes mayores de 20,000 amperios a 0,5 volts y con eficiencias del orden de 50 a 65 % [7].

También se realizan bombas electromagnéticas accionadas con corriente alterna; así como bombas electromagnéticas a inducción, cuyo principio es análogo al motor de inducción, del mismo modo que el de las bombas a corriente directa es similar al del motor a corriente directa [6].

Las bombas electromagnéticas a inducción pueden ser de escurrimiento lineal y de escurrimiento helicoidal.

Las bombas de escurrimiento lineal parecen ser las más indicadas cuando es necesario desplazar volúmenes importantes de líquido a una carga moderada; habiéndose construído bombas de este tipo para capacidades de 4,500 litros por segundo y 35 metros de carga, con un rendimiento del 35 % [4].

Las bombas de escurrimiento helicoidal son más convenientes para el bombeo de caudales menores a mayor carga; habiéndose construído bombas de capacidades de 1,500 litros por minuto y 80 metros de carga, con un rendimiento de 15 a 20 % [4].

En general las bombas electromagnéticas tienen menor eficiencia y son de mayor tamaño que las bombas mecánicas de igual capacidad; sin embargo tienen las ventajas de mantener herméticamente cerrado el circuito por donde circula el metal, de no tener cojinetes que se desgasten o exijan atención y de poder bombar metales líquidos a cualquier temperatura.

Empleo de gases en el enfriamiento de reactores. — Aun cuando los reactores con enfriamiento a aire que funcionan en los laboratorios nucleares de Brookhaven (Upton, New York), de Oak Ridge (Tennessee) y de Harwell (Inglaterra) han sido construídos para la elaboración de radioisótopos y con fines de investigación, y no para generación de energía, se han recogido en ellos informaciones prácticas del mayor interés sobre el comportamiento del aire en la refrigeración.

Las disponibilidades inagotables del aire le señalan como el flúido más indicado para enfriamiento; sin embargo, su empleo en instalaciones fijas de generación de energía tiene los inconvenientes de su bajo coeficiente de transferencia de calor y del elevado costo de bombeo; a los que se unen las precauciones que deben adoptarse para eliminar en lo posible el arrastre de sustancias radioactivas por el aire que se descarga a la atmósfera.

Parecería en cambio muy posible el empleo de reactores con enfriamiento a aire en la propulsión de aviones, en los que podrían conservarse los elementos convencionales de la actual turbina de gas, con excepción del equipo de calentamiento del aire que sería reemplazado por el reactor.

La refrigeración por helio tiene mayores ventajas por su mayor coeficiente de inter-

cambio de calor, por la eliminación de problemas de corrosión y porque, además, el helio no absorbe neutrones.

El empleo del helio como agente refrigerante en las plantas de generación de energía permitirá eliminar el intercambiador de calor, intercalando el reactor dentro del propio circuito de la turbina a gas, como lo indica el esquema de la figura 13.

El gas es comprimido en un compresor de dos etapas, pasando luego a un recuperador de calor donde se precalienta a expensas del calor arrastrado por el gas de escape de la turbina, con lo que se incrementa la eficiencia térmica del ciclo.

El helio pasa luego por el reactor y de allá sigue a la turbina de alta presión en donde se expande parcialmente. Finalmente se realiza su expansión en la turbina de baja presión, de donde vuelve nuevamente al ciclo después de pasar por el recuperador de calor y por un pre-enfriador (4).

En el sistema de enfriamiento con helio a que se refiere el esquema de la figura 7, se consigue aumentar la eficiencia térmica y reducir notablemente las instalaciones. Debido al elevado precio del helio se deben adoptar precauciones especiales para reducir al mínimo las pérdidas de gas.

En un estudio realizado en fecha reciente por la Commonwealth Edison Co. y la Public Service Co. para la Comisión de la Energía Atómica de los Estados Unidos, dichas compañías establecieron las líneas generales de una planta de generación de energía núcleo-eléctrica de 46,700 kW, provista de un reactor térmico de grafito y uranio enfriado con helio (8).

En el circuito ideado por dichas compañías el helio se calienta al atravesar el reactor y luego cede el calor al agua de las calderas donde se genera vapor recalentado a 274°C y 17,5 atmósferas.

La circulación del helio por el circuito de enfriamiento se realiza a razón de 25 toneladas de helio por minuto; siendo la temperatura de entrada del gas al reactor de 195°C y la de salida igual a 345°C (8).

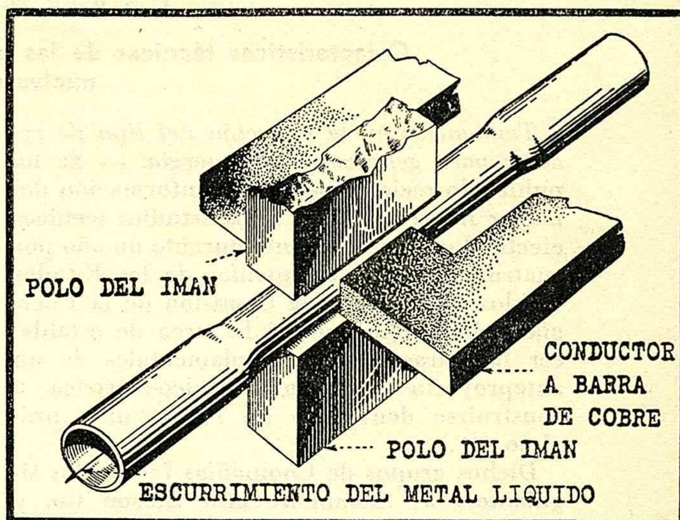


Figura 12. - Esquema de una bomba electromagnética a corriente directa (6).

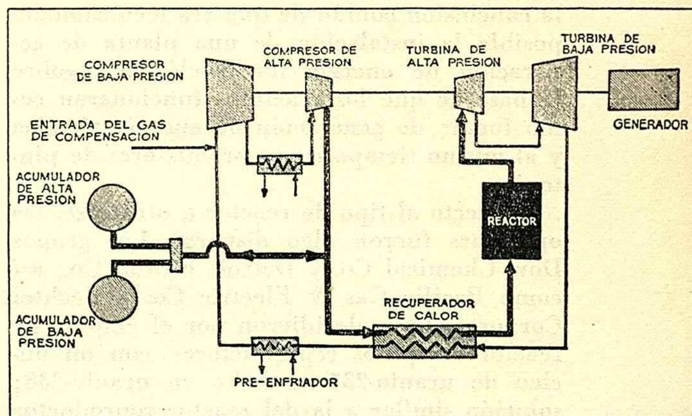


Figura 13. - Circuito de refrigeración con helio en una planta de generación de energía núcleo-eléctrica (4).

Referencias bibliográficas

(1) **S. Glasstone.** — Sourcebook on Atomic Energy. — D. Van Nostrand Co., Inc., New York (1950).

(2) **J. A. Lane, S. McLain.** — The design of nuclear power plants. — Chemical Engineering Progress, 49, Nº 6, 287 (1953).

(3) **G. E. Evans.** — Materials for reactor. — Nucleonics, 11, Nº 6, 18 (1953).

(4) **O. J. Woodruff Jr., W. J. McShane, W. J. Purcell.** — Coolants for reactors. — Nucleonics, 11, Nº 6, 27 (1953).

(5) **L. Kowarski.** — The future of heavy water reactors. — Nucleonics, 11, Nº 12 (10).

(6) **T. Trocki.** — Liquid-metal experimental heat-transfer system components. — Liquid-Metals Handbook. — Atomic Energy Commission, NAVEXOS P-733 (Rev), Department of the Navy, Wáshington D. C. Junio (1952).

(7) **A. H. Barnes.** — Direct current electromagnetic pumps. — Nucleonics, 11, Nº 1, 16 (1953).

(8) **Editorial.** — Nuclear power feasibility studies. — Nucleonics, 11, Nº 6, 49 (1953).

CAPITULO VIII

Características técnicas de las plantas de generación de energía núcleo-eléctrica

Tendencias en la selección del tipo de reactor para generación de energía. — Se ha publicado recientemente una información del mayor interés relativa a los estudios técnicos efectuados separadamente durante un año por cuatro grupos de Compañías de los Estados Unidos, a las cuales la Comisión de la Energía Atómica encomendó la tarea de establecer las características fundamentales de un anteproyecto de planta núcleo-eléctrica a construirse dentro de un futuro muy próximo [1].

Dichos grupos de Compañías fueron los siguientes: a) Commonwealth Edison Co. y Public Service Co.; b) Dow Chemical Co. y Detroit Edison Co.; c) Monsanto Chemical Co. y Union Electric Co.; d) Pacific Gas & Electric Co. y Bechtel Corporation.

Los cuatro estudios realizados llegaron a la conclusión común de que era técnicamente posible la instalación de una planta de generación de energía núcleo-eléctrica, sobre la base de que los reactores funcionaran como fuente de generación de energía térmica y al mismo tiempo como productores de plutonio.

Respecto al tipo de reactor a utilizarse, las opiniones fueron algo dispares. Los grupos Dow Chemical Co. y Detroit Edison Co., así como Pacific Gas & Electric Co. y Bechtel Corporation, se decidieron por el empleo de reactores rápidos reproductores, con un núcleo de uranio-235 envuelto en uranio-238; solución similar a la del reactor reproductor experimental de la Estación de Arco (Idaho).

El grupo Monsanto Chemical Co. y Union Electric Co. se decidió por un reactor térmico moderado con grafito que utilizaría como combustible uranio enriquecido; mientras que el grupo Commonwealth Edison Co. y Public Service Co. eligió un reactor heterogéneo de agua pesada. Este último reactor trabajaría a una presión de 55 atmósferas, siendo enfriado con agua pesada, la que a la salida del reactor tendría una temperatura de 230°C [1].

La planta de generación de energía eléctrica anexa al reactor de agua pesada fué prevista para una capacidad de 240.000 kW con tres turbo-generadores de 80.000 kW accionados con vapor a 190°C y 12 atmósferas de presión.

Los técnicos del grupo constituído por Commonwealth Edison Co. y Public Service Co. manifestaron que en el estado actual de la tecnología de los reactores nucleares, el reactor de agua pesada era el que presentaba mejores posibilidades económicas; haciendo notar que podrían conseguirse considerables ventajas con el uso del agua común como moderador y enfriador, siempre que pudiera disponerse de uranio suficientemente enriquecido.

Los dos grupos de compañías que se inclinaron por el empleo de reactores rápidos reproductores, hicieron presente las importantes ventajas que podrían derivarse del empleo de combustibles nucleares al estado flúido, señalando la posibilidad de utilizar con tal fin mezclas eutécticas de uranio y plutonio, cuyo punto de fusión se encontrara alrededor de los 500°C o algo más [1].

Esta última solución no sólo haría posible retirar en forma continua el combustible agotado, sino que permitiría introducir considerables mejoras en el intercambio térmico entre el reactor nuclear y la unidad de generación de energía eléctrica.

Tipos de reactores de empleo más posible en el momento actual. — En un estudio realizado recientemente por Zinn [2] ha seleccionado los seis tipos de reactores cuyo empleo parecería más posible en las primeras plantas que se instalen para la generación de energía núcleo-eléctrica.

En primer término se presentarían los reactores regeneradores a grafito, empleando como combustible uranio natural o uranio ligeramente enriquecido; y en los cuales se utilizará como flúido de enfriamiento helio a presión.

Este tipo de reactor, fué presentado como variante en el estudio realizado por el grupo Commonwealth Edison Co. y Public Service Co., a que nos hemos referido anteriormente [1]. Tiene las ventajas de que las informaciones técnicas que se poseen permitirían su construcción sin necesidad de pasar por la etapa intermedia de la planta piloto; en cambio los costos de funcionamiento serían elevados.

Aun cuando el empleo de este tipo de reactor parecería descartarse en los Estados Unidos, su utilización podría ser atrayente en los países en donde no se disponga del uranio suficientemente enriquecido que exigen otros tipos de reactores.

Parecería de mayor interés el empleo de reactores regeneradores moderados con grafito, en los que se usaría uranio parcialmente enriquecido como combustible y la eutéctica de sodio-potasio como flúido de enfriamiento.

Este tipo de reactor tendría la ventaja de poseer una elevada eficiencia térmica debido a la alta temperatura a que se produciría el intercambio de calor; pero su empleo se encontraría supeditado a la exigencia de disponer de combustible nuclear suficientemente enriquecido.

Presenta muchas posibilidades el empleo de reactores regeneradores homogéneos a base de soluciones de uranio enriquecido en agua común. La tecnología de los reactores homogéneos a presión se encuentra muy adelantada; por ello este tipo de reactor podría realizarse en escala industrial sin necesidad de pasar por la etapa intermedia de la planta piloto. Una de las causas que limitarían su uso, sería la necesidad de utilizar uranio enriquecido.

Esta dificultad estaría resuelta en los reactores regeneradores moderados con agua pesada que pueden consumir uranio natural. A pesar del elevado costo del agua pesada y de la eficiencia térmica más reducida de este tipo de reactor, existe la impresión de que será éste uno de los reactores que más se divulgará en un futuro próximo (2).

Se espera que los estudios que se realicen en los reactores de uranio natural—agua pesada de la planta de Savannah River, habrán de influir muy favorablemente en el desarrollo inmediato de este tipo de reactor.

Dentro de los reactores reproductores cuyo empleo sería posible dentro de un futuro algo más lejano, ha elegido Zinn los dos tipos siguientes: a) reactores homogéneos de uranio enriquecido con combustible circulante y b) reactores rápidos con núcleo de plutonio y aleación de sodio-potasio como flúido de enfriamiento.

No ha indicado Zinn en su estudio (2) las razones por las cuales no incluyó en la lista de reactores utilizables al reactor reproductor rápido con núcleo de uranio-235 que se puso en marcha bajo su dirección en la Estación Experimental de Arco (Idaho), y cuyo empleo ha sido recomendado por los grupos de Compañías Dow Chemical Co. y Detroit Edison Co., así como Pacific Gas & Electric Co. y Betchel Corporation.

Ha hecho notar Zinn que los dos tipos de reactores reproductores que menciona, exigirán un mayor estudio, antes de su implantación.

El reactor reproductor homogéneo con solución de combustible circulante, tendrá indudables ventajas desde el punto de vista del intercambio de calor.

La instalación de las primeras plantas de energía atómica y la posible evolución de sus fundamentos económicos. — ¿En qué condiciones se producirá la puesta en marcha del desenvolvimiento inicial de la industria de la energía atómica?, George Weil (3) supone que pueda llevarse a cabo en tres etapas, de acuerdo con la simultánea evolución de la correspondiente tecnología.

En la primera etapa se emplearían reactores regeneradores o convertidores, cuyos estudios técnicos se encuentran mucho más adelantados que los de los reactores creadores o reproductores.

En la segunda etapa se introduciría el empleo de reactores reproductores que utilizarían los ciclos uranio-plutonio y torio-uranio-233, perfeccionándose al mismo tiempo los reactores reproductores.

La etapa final se caracterizaría por el empleo predominante de reactores reproductores, sin descartar el empleo de reactores regeneradores cuyo funcionamiento tendría el atractivo de consumir uranio ligeramente enriquecido de bajo costo.

Weil supone que en todos los casos las plantas núcleo-eléctricas tendrían por único objeto la generación de energía eléctrica; mientras que otros especialistas como Hochwalt y Powers (4) defienden la tesis de que para asegurar el balance económico de la industria habría conveniencia en iniciar el funcionamiento de las plantas atómicas con instalaciones provistas de reactores especialmente diseñados con el doble fin de producir plutonio y de generar energía.

Esta solución, que ha sido muy discutida, parecería a primera vista interesante como medio de implantar la industria de la energía atómica en los Estados Unidos, donde aunque la competencia entre las plantas núcleo-eléctricas y termo-eléctricas puede ser difícil, existe en cambio la posibilidad de vender el plutonio al Gobierno.

Teniendo en cuenta el rápido progreso que se espera para el desarrollo de la tecnología de los reactores nucleares, parecería más lógico suponer que el desenvolvimiento de la industria se lleve a cabo en dos etapas. En la primera, de duración relativamente bre-

ve, se realizaría la puesta en marcha de los primeros reactores regeneradores de generación de energía en gran escala; y al mismo tiempo se perfeccionaría el proyecto y la construcción de los reactores reproductores, los que de acuerdo con los conocimientos actuales deberán ser en un futuro próximo la fuente más económica de energía termo-nuclear.

En esta primera etapa, la difusión de la industria tendría que ser limitadísima, en vista de que la construcción de plantas basadas en el empleo de tipos de reactores nucleares de transición sólo podría interesar a los países que estén directamente interesados en el desenvolvimiento de la técnica de la energía atómica.

Para implantar la industria en las regiones particularmente indicadas para la instalación de plantas núcleo-eléctricas sería lógico aguardar a la terminación de esa primera etapa que se prevé muy corta, para aprovechar entonces los resultados de una intensiva investigación dentro del campo de la técnica y de la experimentación a la escala industrial.

Es muy probable que las primeras plantas que entren en funcionamiento estén provistas de reactores regeneradores lentos, en vista de que hay sobre ellos mayor experiencia.

El rendimiento bajo en el aprovechamiento del combustible, que caracteriza a dicho tipo de reactor, obligaría a consumos mayores de combustible y de materiales fértiles, lo que no presentaría dificultades desde el punto de vista de los abastecimientos, debido por una parte, al número escaso de instalaciones en funcionamiento; y por otra, a que las disponibilidades de uranio serían en tal caso abundantes aunque se destinara la mayor parte de la producción mundial para fines militares.

Conviene hacer notar que el funcionamiento de plantas núcleo-eléctricas con reactores regeneradores de bajo aprovechamiento del uranio, no significaría pérdidas de un material tan necesario y caro, pues la conservación del combustible agotado constituiría una reserva de materiales fértiles reutilizables en un futuro cercano.

Plantas atómicas en proyecto o en ejecución. — Entre las plantas de generación de energía núcleo-eléctrica a construirse en los Estados Unidos dentro de breve plazo, ocupa el primer lugar la planta que en estos momentos está proyectando la Westinghouse Atomic Power Division, cuya potencia será superior o igual a 60.000 kW.

El reactor nuclear de esta planta denominado PWR (Pressurized Water Reactor) será moderado y enfriado con agua común, utilizándose como combustible nuclear el uranio ligeramente enriquecido con un 1.5 a 2% de uranio-235. Se calcula que el material de carga será de 15 a 20 toneladas de uranio ([7]).

Esta planta se construirá en Bever County, a 40 kilómetros de Pittsburg con la participación de la Duquesne Light Co., la que luego de una licitación, ha sido elegida por la Comisión de la Energía Atómica para colaborar con la Westinghouse en el proyecto y puesta en marcha de las instalaciones, las que deberán entrar en funcionamiento en 1957.

Entre los compromisos que ha tomado a su cargo la Duquesne se encuentran los siguientes: 1) proporcionar el terreno en donde se levantará la planta; 2) contribuir con 5 millones de dólares a la construcción del reactor nuclear de agua a presión; 3) financiar la construcción de la parte de generación de energía eléctrica de la planta; 4) operar el reactor y las instalaciones de generación de energía eléctrica, tomando a su cargo los gastos de funcionamiento; 5) pagar a la Comisión de la Energía Atómica el costo del calor utilizado en la generación de la energía eléctrica ([7]).

La Duquesne pagará en el primer año 48.3 centavos de dólar por cada millón de *Btu* bajo la forma de vapor; este valor aumentará progresivamente año a año, hasta llegar a 60.3 centavos de dólar al quinto año.

La forma como intervendrá la Duquesne en la realización de la primera gran planta atómica de los Estados Unidos, pone en evidencia el extraordinario interés que ha despertado en las Compañías particulares, la generación de la energía núcleo-eléctrica.

El Laboratorio Nacional de Argonne (Chicago) ha iniciado el proyecto de una nueva planta experimental con reactor reproductor, semejante a la de Arco (Idaho), pero cuya potencia variará entre 170 y 15.000 kW. El reactor de esta planta se ha denominado EBR-2 (Experimental Breeder Reactor-2) será un reactor rápido con núcleo de uranio-235 que posteriormente se sustituirá por plutonio. Este reactor entrará en funcionamiento en 1958 ([8]).

El Laboratorio Nacional de Argonne (Chicago) está construyendo actualmente una planta núcleo-eléctrica experimental provista de un reactor reproductor moderado con agua común, que utilizará como combus-

tible uranio enriquecido. Este reactor ha sido denominado EBWR (Experimental Breeder Water Reactor) y proporcionará el calor necesario para generar 5.000 kW.

En el proyecto de esta planta núcleo-eléctrica se ha eliminado el intercambiador de calor intermediario entre el circuito de enfriamiento y el generador de electricidad, inyectándose directamente en las turbinas el vapor generado en el reactor nuclear ([9]).

Esta planta entrará en funcionamiento en 1956.

En el Laboratorio Nacional de Oak Ridge se ha iniciado la construcción de un reactor homogéneo de torio que se ha denominado HTR (Homogeneus Thorium Reactor), se utilizará para la producción de uranio-233 a partir del torio y generará 16.000 kW.

Estas instalaciones se terminarán en 1959 y estarán provistas de una planta para proceso y remoción de los productos de la fisión, y otra para la separación del uranio-233 ([8]).

Son muy escasas las informaciones que se han divulgado hasta ahora sobre la planta atómica británica que se construirá en Calder Hall (Sallafield) con una potencia de 50.000 kW. Esta planta se distinguirá de las estadounidenses en que el enfriamiento del reactor de grafito-uranio se efectuará con anhídrido carbónico a presión.

Se ha previsto el empleo de anhídrido carbónico como flúido de enfriamiento, por no disponerse de helio en cantidades suficientes.

El anhídrido carbónico caliente cederá su calor al agua en los generadores de vapor que alimentarán una planta de generación de electricidad del tipo convencional ([10]).

La dependencia de las plantas atómicas al contralor gubernamental. — No es posible entrar al estudio de la generación de la energía núcleo-eléctrica, sin tener en cuenta un factor de fundamental importancia derivado del hecho de que en la actualidad la producción total de materiales fisionables se encuentra bajo el contralor de los gobiernos y reservada para fines militares.

De aquí resulta que salvo modificaciones muy sustanciales en la política actual del empleo de los materiales fisionables, la utilización de la energía atómica se encontrará indisolublemente ligada con industrias sometidas al riguroso contralor gubernamental de los países productores de combustibles nucleares.

¿Qué posibilidades se presentan entonces para que se divulgue el aprovechamiento de la energía atómica?

Aún en el caso de que se desee tener seguridades máximas para impedir la utilización de materiales fisionables en usos distintos de la generación de energía eléctrica, hay varias soluciones que permitirían ir de inmediato a la instalación de plantas núcleo-eléctricas en los sitios en donde ello sea económicamente conveniente.

Dichas soluciones podrían estar basadas en el abastecimiento y la renovación de los materiales fisionables agotados, por las plantas productoras gubernamentales. De esta manera se aseguraría el contralor del destino de los combustibles nucleares que se provean, o de los materiales fisionables producidos como consecuencia del funcionamiento del reactor nuclear.

Dentro de un primer grado de contralor, la generación de la energía núcleo-eléctrica podría realizarse en las diferentes formas que a continuación se detallan.

a) Plantas gubernamentales con el doble objetivo de producir plutonio y generar energía, que podrían satisfacer económicamente las necesidades de energía de los grandes centros de producción de materiales fisionables.

b) Plantas militares de pequeña o de gran importancia, para proveer de energía eléctrica a bases aéreas o navales y a las zonas inmediatas ([5]).

c) Plantas independientes empleando reactores con uranio natural o ligeramente enriquecido; por ejemplo, reactores homogéneos o heterogéneos a agua pesada.

La renovación del combustible agotado por las plantas gubernamentales eliminaría la posibilidad de que se diera otro destino a los productos fisionables generados durante el funcionamiento del reactor nuclear.

d) Plantas independientes con reactores nucleares de uranio enriquecido en la proporción requerida para el funcionamiento de un reactor reproductor o convertidor, pero con una concentración de uranio-235 suficientemente baja como para hacer inútil o difícil la separación y el empleo de aquél con otros fines.

e) Plantas independientes con reactores reproductores de capacidad suficientemente pequeña como para que los materiales fisionables que en ellos se utilicen no alcancen a cantidades que pudieran hacer peligroso otro destino.

Dentro de un segundo grado de contralor, podría considerarse la instalación de gran-

des plantas de generación de energía, de índole gubernamental, privada o mixta, cuyo abastecimiento y renovación de combustibles nucleares se efectuaría por intermedio de las plantas productoras gubernamentales, las que tendrían también a su cargo el contralor del destino dado a las materias primas y a los productos fisionables generados durante el funcionamiento del reactor.

Podrían tenerse en cuenta en este caso, las dos soluciones posibles que se indican a continuación.

a) Plantas independientes con el doble objetivo de producir plutonio y generar energía.

b) Plantas independientes que tendrían preferentemente por objeto la generación de energía.

En ambas soluciones, la elaboración del combustible agotado estaría a cargo de las plantas productoras gubernamentales.

Quedaría por último la posibilidad de que las sustancias fisionables perdieran su interés militar, con lo que desaparecerían muchas de las dificultades que actualmente se presentan para la instalación de grandes centrales núcleo-eléctricas independientes con un importante volumen de materiales fisionables en movimiento.

Aun cuando desaparecieran las causas que obligan al contralor gubernamental de las plantas núcleo-eléctricas, es muy probable que se mantenga en muchos casos la conexión de éstas con las instalaciones de producción de combustibles nucleares, debido a lo complejo y delicado del tratamiento a que deben someterse los combustibles agotados para recuperar los productos fisionables y los materiales fértiles. Según se detallará en el próximo capítulo, dicho tratamiento es similar al que se realiza en las plantas de producción sobre el material irradiado en los reactores nucleares.

La solución de concentrar en las plantas de producción de materiales fisionables, la elaboración de los productos agotados provenientes de las instalaciones de generación de energía, tiene el inconveniente de que obliga a un repetido transporte de materias primas y de productos residuales. Es por ello posible que a las grandes centrales núcleo-eléctricas de difícil acceso o ubicadas a gran distancia de los centros productores de materiales fisionables, se les provea de las instalaciones para tratamiento del combustible agotado.

La ubicación de las plantas atómicas desde el punto de vista de la seguridad de los núcleos urbanos. — Los usos de índole militar de las sustancias fisionables han sugerido la idea de que las plantas de generación de energía núcleo-eléctrica representarán un serio peligro para los núcleos urbanos, por considerárseles posibles focos de devastadoras explosiones.

Sobre este respecto interesa destacar que de acuerdo con la distribución de los combustibles nucleares y de los materiales fértiles en los reactores que se encuentran en funcionamiento, no existe la posibilidad de que pueda transformarse en una reacción explosiva la reacción en cadena según la cual se desarrolla la fisión en las pilas atómicas.

Una evidencia de esta afirmación la constituyen en cierto modo los severos daños experimentados en 1952 por el reactor NRX de la planta canadiense de Chalk River (Ontario), como consecuencia de un accidente que provocó el recalentamiento de los elementos de combustible.

Dicho recalentamiento trajo como consecuencia un importante deterioro del revestimiento del uranio, seguida de la contaminación del reactor por los productos de la fisión.

Da una idea de la importancia de los daños ocasionados por el accidente el hecho de que el reactor recién haya sido puesto nuevamente en servicio en febrero de 1954.

No obstante la gravedad del hecho no se registraron desgracias entre el personal de la planta; y ni siquiera se produjeron serias exposiciones a la acción de sustancias radioactivas.

Es interesante hacer notar, que a pesar de los peligros inherentes a todo proceso que se desarrolle como reacción en cadena, el funcionamiento de las plantas atómicas que se han puesto en marcha hasta el presente, tiene estadísticas de seguridad muy superiores a las otras industrias relacionadas con el aprovechamiento de la energía atómica ([6]).

Los accidentes fatales producidos en dichas plantas han sido rarísimos; siendo originados por la exposición a las radiaciones. Teniendo en cuenta el peligro que de aquí deriva, existe en las plantas atómicas un control severísimo, tanto para evitar que el personal reciba dosis exageradas de radiaciones, como para impedir la contaminación del ambiente o de la atmósfera por partículas radioactivas en proporciones nocivas para la salud.

No obstante las consideraciones que anteceden, conviene hacer notar que en el fun-

cionamiento de los reactores nucleares existen dos importantes problemas que deben ser tenidos en cuenta desde el punto de vista de la seguridad.

El primero corresponde a la posibilidad, ya indicada anteriormente, de que el funcionamiento del reactor quede fuera de control y en un breve intervalo de tiempo su nivel de energía se eleve excesivamente fundiendo o vaporizando parte de las estructuras u otros elementos del reactor, ocasionando graves daños en las instalaciones, pero sin dar origen a una explosión ([13]).

El segundo problema lo constituyen los productos de la fisión, que son sustancias altamente peligrosas por su radioactividad; siendo por ello mucho más nocivas para las personas y otras formas de la vida que los venenos más tóxicos.

La seguridad pública y la seguridad del funcionamiento de las instalaciones constituyen un punto de considerable importancia en el proyecto de las plantas atómicas. Por ello se adoptan las mayores precauciones para evitar dentro de lo posible una falsa maniobra en la marcha del reactor o la contaminación del aire o de las aguas por los productos de la fisión.

Según se destacó antes, no existe la posibilidad de que en un reactor nuclear pueda producirse una explosión atómica, debido a que la máxima energía liberada en un reactor que quede fuera de control, sería del orden en magnitud de una pequeña explosión química ([14]).

Debido a la remota posibilidad de que se produzca un accidente nuclear y a la cantidad relativamente baja de energía que en tal caso se liberaría, el peligro que el accidente puede representar sería muy reducido, si no existiera la posibilidad de que simultáneamente con la liberación de energía se produjera un escape de los productos de la fisión acumulados en los elementos de combustible del reactor. Por esta razón es que podría ser peligroso ubicar una importante central atómica en las proximidades de grandes centros urbanos.

La importancia de una contaminación atmosférica accidental dependería de muchos factores, tales como: a) forma como se hayan emitido de la planta las sustancias radioactivas contaminantes, b) condiciones meteorológicas en el momento del accidente, c) características topográficas de la región, etc..

Se ha pensado en evitar el peligro ubicando las plantas nucleares a gran distancia de los centros urbanos, lo que encarecería notablemente el transporte de la energía. Por este motivo las opiniones se inclinan a ubicar las plantas cerca de las zonas de consumo, intensificando el contralor automático del funcionamiento de los reactores cuya cubierta protectora, actuaría a la vez como elemento de protección del edificio en caso de un accidente que provocara una importante e inesperada liberación de energía.

Las razones de seguridad obligan además a que sean suficientemente herméticos y resistentes, los edificios en cuyo interior se instalen los reactores nucleares.

Unidades móviles de generación de energía núcleo-eléctrica. — La utilización de la energía atómica en la propulsión de sistemas móviles, encuentra como principal inconveniente las pesadas cubiertas de protección con que debe envolverse al reactor. No obstante esta dificultad se ha encarado el estudio del posible empleo de reactores nucleares en la propulsión marina, aérea y terrestre.

Un ejemplo del empleo de la energía núcleo-eléctrica en la propulsión de submarinos, lo constituye el "Nautilus", construído por la Electric Boat Company de Groton (Connecticut) y cuya botadura se realizó en enero de 1954.

El reactor nuclear del "Nautilus" fué construído y ensayado por la Westinghouse Corporation en la Estación Experimental de Arco (Idaho); habiéndose anunciado recientemente que a mediados de febrero de 1954 se inició la instalación del reactor en su lugar definitivo.

La General Electric Company está construyendo en Schenectady (New York) un modelo de reactor para submarinos, refrigerado con sodio líquido; mientras que el reactor del "Nautilus" es refrigerado con agua común ([11]).

El empleo de reactores nucleares en la propulsión aérea puede resolverse de dos maneras: a) acoplando un reactor a cada máquina, o b) proporcionando el calor a todas las máquinas con un sólo reactor.

En el primer caso, podría intercalarse el reactor a circuito abierto en la forma indicada en la figura 14 ([11]).

La principal ventaja del circuito abierto es su simplicidad; pero tiene como inconveniente el peligro de oxidación de las estructuras metálicas del reactor, así como el gran volumen de aire que debe atravesar el reactor para remover la cantidad requerida de calor.

En la figura 15 se indica un esquema de la

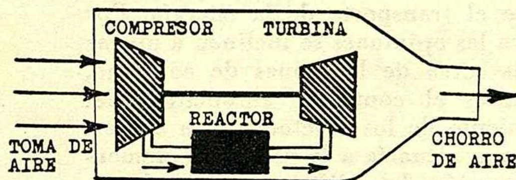


Figura 14. - Esquema de propulsión atómica con turbo-chorro y reactor a circuito abierto.

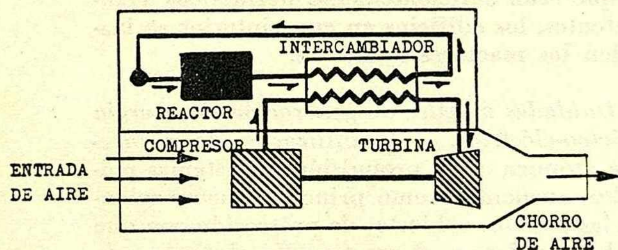


Figura 15. - Esquema de propulsión atómica con turbo-chorro y reactor a circuito cerrado.

unidad de propulsión con el reactor intercalado en circuito cerrado.

La intercalación del reactor a circuito cerrado tiene la ventaja de que es posible elegir el flúido de enfriamiento conveniente; pudiendo emplearse, por ejemplo, un metal líquido para la refrigeración del reactor y aire para la propulsión (11).

El sistema a circuito cerrado tiene el inconveniente de su mayor peso; siendo la solución obligada cuando todas las máquinas del avión son calentadas por un único reactor.

Esta última solución, que del punto de vista de la seguridad es discutible, parecería la más adecuada para la propulsión aérea, mientras el uso de los reactores nucleares no sea tan familiar como el de las máquinas que se utilizan en aviación.

El empleo de la energía atómica en la propulsión terrestre es mirado con bastante escepticismo en los círculos ferrocarrileros de los Estados Unidos, donde se supone que la primera locomotora accionada con una unidad propia de energía núcleo-eléctrica costaría alrededor de 120 millones de dólares.

En los estudios preliminares que se han realizado se ha llegado a la conclusión de que el tipo de reactor más adecuado sería el "hervidor de agua" que utilizaría una solución de uranio-235 bajo la forma de sulfato de uranilo (12).

El Profesor L. B. Borst ha calculado que para una locomotora se requeriría una unidad de 7.000 HP, cuyo reactor contendría 9 kg. de uranio-235 como sulfato de uranilo (12).

El reactor debería estar envuelto en una cubierta protectora de 1.20 m. de espesor y 200 toneladas de peso. Dicha cubierta estaría formada por chapas de acero, entre las cuales se intercalaría un material hidrogenado.

La locomotora estudiada por Borst tendría una longitud total de 48 m. y estaría dividida en dos unidades. El reactor nuclear y el equipo de propulsión ocuparían una unidad, mientras que en la otra estaría el equipo de refrigeración a aire del agua de condensación.

De acuerdo con los conocimientos actuales del aprovechamiento de la energía atómica, parecería más factible la electrificación de los ferrocarriles con plantas núcleo-eléctricas, que el empleo de locomotoras accionadas por unidades núcleo-eléctricas independientes.

Referencias bibliográficas

(1) **Editorial.** — Nuclear power feasibility studies. Nucleonics, 11, Nº 6, 49 (1953).
(2) **W. H. Zinn.** — Wanted: an operating power reactor. Nucleonics, 11 Nº 11, 30 (1953).
(3) **G. L. Weil.** — The direct approach to economic nuclear power. Nucleonics, 11, Nº 4, 12 (1953).
(4) **C. A. Hochwalt, Ph. N. Powers.** — Dual-purpose reactors; first step in industrial nuclear power development. Nucleonics, 11, Nº 2, 10 (1953).
(5) **R. W. Everett.** — Market for "package" nuclear power. Nucleonics, 11, Nº 4, 32 (1953).
(6) **R. Stephenson.** — Introduction to Nuclear Engineering, McGraw-Hill Book Co., Inc., New York (1954).
(7) **Editorial.** — AEC accepts Duquesne Light Co. plan; first U.S. Central Station Nuclear Power Plant to serve Pittsburg area. Nucleonics, 12, Nº 5, 72 (1954).
(8) **Editorial.** — $ 242 - millon to be spent on AEC's 5 - year power-reactor program; first step towards an expanding nuclear power industry. Nucleonics, 12, Nº 4, 78 (1954).
(9) **Editorial.** — Four new reactors proposed by AEC. Nucleonics, Nº 2, Nº 4, 78 (1954).
(10) **K. E. B. Jay.** — Britain's Atomic Factories. Division of Atomic Energy, Her Majesty's Stationery Office, London (1954).
(11) **R. L. Murray.** — Introduction to Nuclear Engineering. Prentice-Hall Inc., New York (1954).
(12) **Editorial.** — Nuclear-powered locomotive's economic feasibility questioned by railroad men. Nucleonics, 12, Nº 3, 78 (1954).
(13) **C. R. McCullough.** — Safety problems in research reactors. Nucleonics, 12, Nº 4, 16 (1954).
(14) **H. Hurwitz Jr.** — Safeguard consideration for nuclear power plants. Nucleonics, 12, Nº 3, 57 (1954).

CAPITULO IX

El abastecimiento y la elaboración de los materiales de carga para el reactor nuclear

Materias primas para la generación de la energía núcleo-eléctrica. — Las materias primas fundamentales de la industria de la energía núcleo-eléctrica son las directamente relacionadas con el funcionamiento del reactor nuclear, que actúa como unidad de generación de energía térmica; pasando a ocupar un lugar secundario las materias primas necesarias para el funcionamiento de las unidades de generación de energía termo-eléctrica.

Dentro de las materias primas necesarias para el funcionamiento del reactor nuclear ocupan una posición predominante los "combustibles nucleares", denominación con que se distingue a las sustancias directamente fisionables como el uranio-235, el plutonio-239 y el uranio-232.

Otro grupo de materias primas igualmente importante lo forman los "materiales fértiles"; es decir, las sustancias susceptibles de transformarse en combustibles nucleares por la acción de los neutrones que se generan en el propio reactor nuclear. Entre los materiales fértiles se encuentran el uranio-238, constituyente en un 99.2% del uranio natural y el torio-232 que prácticamente es el único constituyente del torio natural.

Ninguna de las materias primas que se acaban de mencionar se encuentra en la naturaleza al estado requerido para su empleo en el reactor nuclear; y en la mayoría de los casos su preparación obliga a la realización de procesos delicados y complejos. Dichas sustancias tienen su origen en los minerales de uranio y de torio, cuyos yacimientos constituyen por ello las únicas reservas de los combustibles nucleares y de los materiales fértiles que hasta el momento actual podrían utilizarse en los reactores nucleares.

En el planeamiento de toda industria, las reservas de materias primas desempeñan un rol fundamental, siendo en muchos casos un factor decisivo para la ubicación de la planta, o determinando en otros, la imposibilidad de la implantación de la industria en ciertos sitios.

En la industria de la generación de la energía núcleo-eléctrica, la influencia de las reservas de materias primas tiene una repercusión particularísima. Como el consumo de materias primas por la planta de generación es relativamente muy reducido, la ubicación de las reservas naturales, así como de las fuentes de producción, no tiene influencia sobre el lugar de instalación de la planta; en cambio como el volumen disponible de dichas reservas es relativamente escaso, tiene éste una influencia capital sobre las características del proceso según el cual se realizará la fisión nuclear.

Las reservas de los minerales de uranio. — Los más importantes yacimientos de uranio que se conocían al iniciarse la segunda guerra mundial eran los depósitos de pechblenda del Congo Belga, con un contenido medio de 10% de uranio; y los de la región del Lago del Gran Oso en el Territorio Noroeste del Canadá, con un 1% de uranio (1).

Los yacimientos de pechblenda del distrito de Joachimsthal en Checoeslovaquia son de reducida extensión y sólo tienen interés histórico (2).

La extracción de uranio en el Congo Belga se limita solamente a la mina de Shinkolobwe, cuya producción se supone alcance al 50% de la producción mundial.

Después de la guerra se han descubierto importantes yacimientos de uranio en Canadá; habiéndose iniciado recientemente la producción de uranio en las nuevas instalaciones del Lago Athabaska (3).

También Australia parece disponer de grandes reservas de uranio, en Radio Hill (Australia del Sur), en Rum Jungle (Territorio del Norte) y en Chillagoe (North Queensland). Actualmente se está terminando la construcción en Port Pirie de importantes instalaciones para la concentración del mineral de Radio Hill, las que entrarán en funcionamiento en el presente año. De esta manera se incorporará Australia al grupo de países productores de uranio (4).

El uranio es una sustancia extensamente distribuída en la naturaleza, suponiéndose que existe en la corteza terrestre en una proporción media de 4 partes por millón (en peso) (5). De aquí resulta que el uranio, considerado corrientemente como uno de los elementos escasos, es más abundante que otros elementos muy utilizados, como el cadmio, bismuto, mercurio, plata o yodo.

Desde el punto de vista del empleo industrial de una sustancia, su abundancia tiene

un interés relativo frente a sus reservas recuperables.

Las reservas recuperables de uranio fueron estimadas por Godman en 1949, en 25 millones de toneladas de uranio metálico ([3]). Este valor ha aumentado considerablemente en los últimos cinco años, como consecuencia del descubrimiento de nuevos yacimientos y como resultado del importante adelanto que se ha conseguido en los procesos de extracción del uranio de minerales pobres.

Puede afirmarse, sin ningún riesgo de error, que las actuales reservas de uranio recuperable permitirían satisfacer ampliamente las necesidades de la generación de la energía núcleo-eléctrica, aun cuando se destinara a usos militares una parte muy sustancial de aquéllas.

La producción actual de uranio y su influencia sobre los reactores a utilizar en la generación de energía. — Por razones de índole militar se mantiene secreta la producción de uranio; habiéndose estimado en 1000 toneladas anuales de óxido uranoso-uránico la producción mundial, antes de la última guerra mundial ([3]). Aquella cantidad corresponde a unas 850 toneladas de uranio metálico.

No pueden calificarse de optimistas los cálculos que sitúan a la producción actual de uranio muy por encima de aquellas cifras.

Basta tener en cuenta para ello el considerable incremento que se ha producido últimamente en la producción de algunos yacimientos antiguos, como los del Congo Belga y Canadá, así como las nuevas explotaciones iniciadas recientemente.

En los Estados Unidos ha aumentado notablemente la extracción de uranio de los minerales de la Meseta del Colorado, los que contienen alrededor de 0.1% de uranio. Por otra parte, se están realizando en dicho país grandes esfuerzos para recuperar el uranio presente en el millón de toneladas de minerales de fosfato de Florida que anualmente se convierten en ácido fosfórico y de las que se espera extraer 100 toneladas de uranio por año ([6]).

En la Unión de Sud Africa han entrado recientemente en funcionamiento tres plantas para la extracción de uranio de los residuos de minerales de las minas de oro. Los resultados obtenidos han sido tan favorables que se proyecta realizar el tratamiento de los residuos correspondientes a 17 minas de oro, con lo cual Sud Africa pasaría a ser un importante país productor de uranio ([4]).

Las instalaciones que se emplean para el tratamiento de los residuos son de gran interés técnico y fueron realizadas por las firmas estadounidenses Permutit Co. y Dow Chemical Co. El proceso de recuperación del uranio que se utiliza en dichas instalaciones se encuentra basado en el intercambio iónico ([7]).

A pesar de la gran imprecisión que existe sobre la producción actual de uranio, los datos de que se dispone son suficientes para llegar a conclusiones prácticamente definitivas sobre el empleo del uranio en la generación de energía núcleo-eléctrica.

El consumo anual de energía eléctrica en los Estados Unidos fué en el año 1950 de 40.000 millones de kWh, que corresponderían a la cantidad de energía liberada en la fisión de 65 toneladas de uranio-235 ([6]).

Si esa cantidad de energía fuera generada con un rendimiento del 50% en reactores no-regeneradores alimentados exclusivamente con uranio-235, sería necesario disponer anualmente de 18.000 toneladas de uranio natural.

El consumo de uranio se reduciría a 6.500 toneladas si aquella cantidad de energía se generara en reactores regeneradores alimentados con uranio enriquecido con un 1% de uranio-235 ([6]).

Finalmente, si para generar la energía eléctrica consumida por los Estados Unidos en 1950 se utilizaran reactores reproductores en que se consumiera el 50% del material de carga, el consumo anual de uranio se reduciría a unas 130 toneladas ([6]), cantidad que deberá encontrarse muy por debajo de la décima parte de la producción anual de uranio.

Las cifras que se acaban de exponer, ponen en evidencia que de acuerdo con las informaciones que se han divulgado hasta el presente, sólo hay una forma de utilizar el uranio en la generación de energía que contemple el volumen relativamente bajo de su producción; y es ésta, mediante el empleo de reactores reproductores.

También ponen de manifiesto dichas cifras que la proporción de uranio que sería necesario destinar para la generación de energía durante las primeras décadas, no afectaría apreciablemente a las cantidades de dicho metal reservadas para fines militares, aun cuando se utilizaran al principio reactores regeneradores, cuya técnica se encuentra en el momento mucho más avanzada que la de los reactores reproductores.

Las reservas de minerales de torio. — Entre las reservas de materias primas para la generación de la energía núcleo-eléctrica deben tenerse en cuenta no sólo a los minerales de uranio, sino también a los minerales de torio.

El torio abunda más que el uranio en la naturaleza; suponiéndose que la corteza terrestre tiene una proporción media de torio de 15 a 20 partes por millón (en peso) ([5]).

La principal fuente de torio se encuentra en las arenas monacíticas; existiendo en la India importantes yacimientos de dicho mineral.

Las arenas monacíticas están principalmente constituídas por una mezcla de fosfatos de tierras raras con una pequeña proporción de torio.

Aun cuando el Brasil ha sido hasta el presente uno de los pocos países productores de torio, la riqueza de sus yacimientos monacíticos es muy baja y por ello parecen tener poco interés desde el punto de vista de la elaboración de materiales fértiles o combustibles nucleares. En cambio, estudios muy recientes permiten abrigar promisoras esperanzas sobre las reservas de uranio recuperable de aquel país.

Como los usos corrientes del torio metálico son muy limitados y el consumo de sus compuestos es también reducido, la producción de torio antes de la última guerra mundial era muy baja.

La posibilidad de utilizar el torio como materia prima para fabricar uranio-233 fisionable, ha dado al torio en los últimos años una importancia considerable; sin embargo, las informaciones que se tienen sobre el empleo del torio en la producción de uranio-233 son muy escasas, habiéndose mencionado la elaboración de éste en los reactores nucleares de la planta de Hanford en el Estado de Wáshington ([8]).

La elaboración de los minerales de uranio. — Para tener una idea sobre la importancia del costo de los combustibles nucleares y de los materiales fértiles, interesa una breve reseña sobre los procedimientos que se utilizan para su obtención.

Aun cuando el uranio metálico fué preparado por primera vez por Peligot en 1841, recién a partir del año 1940 ha sido posible producir el metal puro en gran escala. La moderna metalurgia del uranio difiere notablemente de los procesos que en el transcurso de un siglo se propusieron para la obtención del uranio metálico, debido principalmente a la necesidad de obtener en éste una gran pureza.

La extracción del uranio de sus minerales es un proceso complicado, si se le compara por ejemplo, con la metalurgia del hierro, pero no comporta ninguna operación desusada ni ofrece ningún peligro para los obreros, siempre que no aspiren el polvo o coman alimentos contaminados por éste.

El proceso se inicia siempre con la concentración del mineral por los procedimientos corrientes, después de la cual el tratamiento del mineral puede presentar algunas variantes con las características de éste.

El procedimiento que más se utiliza en la actualidad consiste en líneas generales en la tostación y refinación del mineral que lleva al uranio a la forma de bióxido (UO_2); el que por medio de un tratamiento químico se transforma en tetrafluoruro de uranio o "sal verde" (UF_4). Por medio de un proceso químico de reducción se transforma el tetrafluoruro en uranio metálico; realizándose también por vía química la transformación del tetrafluoruro en hexafluoruro de uranio (UF_6) que se utiliza en las plantas de separación del uranio-235.

En la refinería canadiense de Port Hope (Antorio) el tratamiento del mineral se inicia también con una tostación y refinación del mineral, seguida de una lixiviación con ácido sulfúrico mediante la cual el uranio pasa a la forma de sulfato de uranilo soluble ([9]).

La tostación tiene por objeto descomponer los sulfuros y carbonatos y volatilizar parte del arsénico y del antimonio. En esta operación se agrega cloruro de sodio para transformar la plata en cloruro de plata insoluble en el tratamiento de lixiviación.

Durante la lixiviación se agrega cloruro de bario con el fin de formar un precipitado que arrastra consigo al radio.

El residuo de la lixiviación se somete a un tratamiento especial para la extracción del radio; mientras que la solución sulfúrica de sulfato de uranilo se neutraliza con un gran exceso de carbonato de sodio para precipitar a varias de las impurezas bajo la forma de hidróxidos, mientras que el uranio permanece disuelto bajo la forma de carbonato de uranilo y sodio.

Se agrega después hidróxido de sodio a la solución uránica, precipitando el uranio al estado de biuranato de sodio, el que se purifica disolviéndolo con ácido clorhídrico y tratando la solución clorhídrica con ácido

sulfhídrico, el que precipita al cobre y al arsénico bajo la forma de sulfuros.

Luego de haberse eliminado el exceso de ácido sulfhídrico por ebullición, se trata la solución clorhídrica por hidróxido de amonio, precipitando nuevamente el uranio bajo la forma de biuranato de amonio, el que por calcinación a 1000°C se transforma en óxido uranoso-uránico bruto con una riqueza de 97 a 99% de U_3O_8.

El óxido así obtenido podría considerarse de gran pureza; sin embargo, desde el punto de vista de su empleo en la fabricación de combustibles nucleares o materiales fértiles, deja todavía mucho que desear, debido principalmente a la absorción de neutrones por las impurezas cuando se utilizan aquellas sustancias en el reactor nuclear. Por este motivo, el óxido uranoso-uránico debe someterse a una nueva refinación.

La obtención del óxido uranoso-uránico bruto se realiza en la planta inglesa de Springfield cerca de Preston (Lancashire), siguiendo en líneas generales el mismo procedimiento que en la refinería de Port Hope.

El mineral que se elabora en Springfield procede en su mayor parte del Congo Belga [10].

La refinación del óxido uranoso-uránico se realiza en Springfield disolviéndolo con ácido nítrico. La solución de nitrato de uranilo así obtenida se evapora hasta determinada concentración y luego se somete a un proceso de extracción por éter, el que disuelve preferentemente al nitrato de uranilo, permaneciendo las impurezas en la solución acuosa.

Tratando después a la solución etérea por agua acidulada con ácido nítrico de determinado pH, el nitrato de uranilo pasa nuevamente a la fase acuosa en la cual se precipita otra vez el uranio por medio del hidróxido de amonio, obteniéndose el precipitado de biuranato de amonio de color amarillo brillante.

El biuranato se transforma luego en tetrafluoruro de uranio (UF_4) por calcinación y reducción en el horno eléctrico, seguidas del pasaje de vapores de ácido fluorhídrico.

Finalmente, el tetrafluoruro se transforma en uranio metálico por reducción con calcio [10].

Después de obtenido el uranio metálico de gran pureza, por el procedimiento que se acaba de describir, el metal es elaborado con el objeto de preparar los elementos de combustible, constituídos por lingotes de uranio contenidos en envases de aluminio. Esta operación es sorprendentemente complicada.

El envasado de los lingotes de uranio es imprescindible para retener a los productos de la fisión y evitar la oxidación del uranio al ser irradiado en el núcleo del reactor.

La obtención del uranio-235. — El uranio natural está constituído por una mezcla de isótopos de la siguiente constitución [5]:

Uranio-238	(Uranio I) ...	%	99.28
Uranio-235	(Actiniouranio)	”	0.715 a 0.720
Uranio-234	(Uranio II) ..	”	0.0058

Los dos isótopos que tienen importancia por su proporción en la mezcla natural son el uranio-238 y el uranio-235. Su separación puede realizarse principalmente por tres procedimientos: a) por difusión gaseosa a través de tabiques porosos; b) por difusión térmica al estado gaseoso; y c) por separación electromagnética basada en el empleo de la espectrografía de masas atómicas.

La separación por difusión gaseosa a través de tabiques porosos, proceso denominado atmolisis, está basado en la ley de Graham, según la cual, la velocidad de difusión del gas es inversamente proporcional a la raíz cuadrada de su masa molecular [11].

La difusión a través de paredes porosas fué utilizada con éxito en la planta de Oak Ridge (Tennessee) en la separación de los isótopos del uranio, empleando a tal efecto el hexafluoruro de uranio. Este procedimiento tiene actualmente tanta importancia, que se justifica su descripción con algún detalle.

La aplicación de la difusión térmica para la separación de los isótopos tiene su fundamento en que si una mezcla gaseosa contenida en un recipiente, se somete a un gradiente de temperaturas, se produce un fenómeno de difusión que trae como consecuencia la acumulación del constituyente liviano en la zona más caliente, concentrándose el constituyente más pesado en la zona fría.

En la planta de Oak Ridge se instaló un equipo para la separación de los isótopos del uranio por difusión térmica; pero después de algún tiempo de funcionamiento se llegó a la conclusión de que convenía abandonar este procedimiento y dar mayor atención al método de separación por difusión a través de tabiques porosos [12].

La separación de los isótopos por el método electromagnético se encuentra fundamentalmente basada en el principio de la espectrografía de masas. Fué por este procedimiento

que realizó Niers en abril de 1941 la primera separación de los isótopos de uranio; y que a fines de 1944 se obtuvieron las primeras cantidades ponderables de uranio-235. Este procedimiento ha debido dejar también su sitio a la separación por difusión a través de tabiques porosos.

El fundamento del método de separación de las moléculas gaseosas por difusión a través de tabiques porosos tiene su origen en la aplicación del principio de equipartición de la energía, según el cual la energía cinética media de las moléculas constituyentes de la mezcla gaseosa es igual. Es decir que:

$$\frac{1}{2} m_l v_l^2 = \frac{1}{2} m_p v_p^2$$

Siendo: m_l y v_l la masa y la velocidad media de las moléculas livianas; y m_p y v_p la masa y la velocidad media de las moléculas pesadas.

De la ecuación anterior se deduce:

$$v_l = v_p \sqrt{\frac{m_p}{m_l}}$$

Es decir, que la velocidad de las moléculas livianas es mayor que la de las moléculas pesadas; y por consiguiente la frecuencia de los choques contra el tabique poroso será mayor para las moléculas livianas que para las moléculas pesadas. De aquí resulta que las moléculas livianas atravesarán el tabique en una proporción ligeramente superior a la de las moléculas pesadas ([12]).

En el caso particular de la separación del uranio-235 del uranio-238, la proporción en que se produce el enriquecimiento de la fracción liviana es casi imperceptiblemente superior a la unidad; pero si la operación se repite haciendo difundir la fracción liviana a través de un nuevo tabique, por segunda, tercera, cuarta y múltiples veces, es posible conseguir que finalmente el enriquecimiento en moléculas livianas se aproxime al 100%.

Cuando con determinado fin se realiza un proceso mediante un elevado número de etapas sucesivas en que se repite siempre la misma operación, el proceso se denomina "en cascada".

La primera exigencia para la separación de los isótopos del uranio es disponer de un compuesto gaseoso. El único compuesto que hasta ahora ha sido utilizado es el hexafluoruro de uranio (UF_6), líquido que se vaporiza a la temperatura de 56°C.

El hexafluoruro de uranio se obtiene por fluoración del tetrafluoruro ([9]) y tiene la ventaja de que el fluor no tiene más que un isótopo; por este motivo la difusión del hexafluoruro a través de los tabiques porosos está determinada solamente por los dos isótopos del uranio que se desea separar.

El hexafluoruro tiene en cambio los inconvenientes de ser altamente corrosivo, de solidificarse cuando la temperatura desciende por debajo de 38°C y de reaccionar rápidamente con una gran cantidad de sustancias, incluso el agua, para formar compuestos sólidos.

La formación de nuevos compuestos de uranio durante el proceso de difusión debe evitarse de todos modos, con el fin de evitar pérdidas de una sustancia muy valiosa y además, para impedir que los compuestos sólidos formados puedan obstruir los poros de los tabiques de difusión.

Por las razones expuestas, las plantas de separación del uranio-235 por difusión gaseosa, a pesar de su gran extensión, deben de mantenerse en perfecto estado de limpieza, a una temperatura relativamente alta y completamente libres de la contaminación por vapor de agua u otra sustancia peligrosa.

La segunda exigencia de una planta de difusión se presenta en la elección del tabique poroso, pues el éxito del proceso depende de las propiedades del tabique.

Para asegurar la efectiva difusión de un gas a través de un tabique poroso se requiere que el diámetro de los orificios del tabique sea menor que la décima parte del libre recorrido medio de las moléculas gaseosas.

A la presión atmosférica el libre recorrido medio de las moléculas de un gas es del orden del décimo de micrón; por consiguiente, los poros del tabique deberán tener un diámetro inferior al centésimo de micrón ([12]).

Debido a la pequeñez de los poros, las pérdidas de carga del tabique son muy elevadas (del orden de una atmósfera); por ello el material del tabique no sólo tiene que resistir la acción corrosiva del hexafluoruro de uranio, sino que además, debe poseer la resistencia necesaria para no deteriorarse en las condiciones severas en que se efectúa su funcionamiento.

En la figura 16 se indica esquemáticamente la disposición de una instalación para separación de uranio-235 por difusión a través de tabiques porosos.

Como se indica en la figura, la instalación comporta dos secciones: la sección de separación del hexafluoruro de uranio rico en U-235 y la sección de recuperación del hexafluoruro de uranio rico en U-235 arrastrado por el residuo, constituído principalmente por hexafluoruro de uranio rico en U-238.

Como no hay interés en extraer esta última fracción con gran pureza en U-238, el número de unidades que forman esta rama de la cascada es muy inferior a la sección de separación del U-235 donde se trata de conseguir el máximo rendimiento, lo que obliga a utilizar miles de unidades.

En la sección de separación de U-235, en cada unidad la fracción pesada se recicla a través de su predecesora; mientras que en la sección de recuperación, es la fracción liviana la que se recicla.

Las únicas plantas de concentración de uranio-235 que se encuentran en funcionamiento y cuya ubicación se conoce son las de Oak Ridge (Tennessee) en los Estados Unidos y la de Copenhurst (Cheshire) en Inglaterra. En ambas plantas se emplea el método de la difusión gaseosa del hexafluoruro de uranio por tabiques porosos.

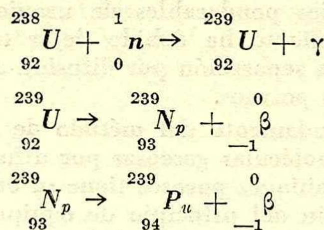
Las instalaciones de Oak Ridge son operadas por la Carbide & Carbon Chemicals Corp. El costo inicial de esta planta fué de 500 millones de dólares.

Después de la guerra se realizaron ampliaciones por valor de 200 millones de dólares y actualmente se está llevando a cabo una nueva expansión de la planta en la que se invertirán 464 millones de dólares más ([7]).

En los Estados Unidos se está terminando en Paducah (Kentucky), la construcción de una nueva planta de separación de uranio-235 por difusión gaseosa, en la que se han invertido 500 millones de dólares. Esta planta será también operada por la Carbide & Carbon Chemicals Corp.; y a pesar de no haberse habilitado aún, se han adoptado medidas para ampliarla en 458 millones de dólares.

La producción de uranio-235 en los Estados Unidos experimentará todavía un nuevo incremento con la construcción de una nueva planta de difusión gaseosa en Pike County (Ohio). Esta planta costará 1.250 millones de dólares y será manejada por la Goodyear Tire & Rubber Co., Inc.

La elaboración del plutonio. — El reactor nuclear es la unidad primaria para la producción de plutonio; produciéndose allí, simultáneamente con la fisión del uranio-235, el proceso nuclear mencionado en el capítulo I y que se representa por las siguientes ecuaciones nucleares:



$$^{238}_{92}U + {}^{1}_{0}n \rightarrow {}^{239}_{92}U + \gamma$$

$$^{239}_{92}U \rightarrow {}^{239}_{93}N_p + {}^{0}_{-1}\beta$$

$$^{239}_{93}N_p \rightarrow {}^{239}_{94}P_u + {}^{0}_{-1}\beta$$

En los reactores de producción de uranio se utiliza como material de carga el uranio metálico en lingotes, formado por un 99.2% de uranio-238.

El material irradiado en el reactor nuclear está constituído por una mezcla de plutonio, uranio y los productos de la fisión. Dicho material debe ser sometido a un proceso químico para separar al plutonio y al uranio.

Como los lingotes que se extraen del reactor tienen una intensa radioactividad, se les mantiene durante algunos días en depósitos especiales, con el objeto de conseguir la desintegración de los radioelementos de vida breve, así como para completar también la transformación del neptunio-239 en plutonio.

Los lingotes se disuelven luego por ácido nítrico; con lo cual el uranio, el plutonio y la mayor parte de los productos de la fisión pasan al estado de compuestos solubles.

La separación de los constituyentes de la solución nítrica se efectúa por el proceso de extracción por disolventes.

Como el uranio y el plutonio hexavalentes son muy solubles en los disolventes orgánicos, se adoptan las medidas necesarias para que dichos elementos se encuentren en la solución nítrica al estado máximo de oxidación. Dicha solución se introduce luego en la primera columna de extracción, por la base de la cual se introduce éter dietílico, que asciende por la columna, circulando en contracorriente con la solución nítrica y llevando consigo al uranio y al plutonio.

Para evitar el arrastre de productos de la fisión por la solución etérea, se introduce por la parte superior de la columna una solución de nitrato de sodio que lleva consigo los productos de la fisión que podrían haber ascendido por la columna junto con la solución etérea; y al mismo tiempo, al mezclarse con la solución nítrica facilita la extracción del uranio y el plutonio por la corriente ascendente de éter dietílico ([12]).

Por la parte baja de la columna sale la fase acuosa, arrastrando consigo los productos de la fisión; mientras que por la parte superior de la columna sale la fase etérea que arrastra el uranio y el plutonio.

La separación del uranio y el plutonio se realiza en una segunda columna de extracción, donde la solución etérea se pone en contacto con la solución acuosa de un agente reductor que transforma al plutonio en un compuesto insoluble en el éter, pero soluble en el agua.

Por la parte superior de la segunda columna de extracción se introduce una solución acuosa de nitrato de sodio que además tiene en disolución al agente reductor del plutonio. Al descender esta solución por la columna, circula en contracorriente con la solución etérea; reduciendo y arrastrando consigo al plutonio, que de esta manera se extrae por la base de la columna, bajo la forma de una solución acuosa.

Para evitar el arrastre de uranio por la fase acuosa, se introduce éter dietílico en la parte inferior de la columna, el que asciende por ésta y se incorpora a la fase etérea que lleva consigo al uranio hacia la parte superior de la columna, de donde se retira la solución etérea ([12]).

En una tercer columna de extracción se lava la solución etérea con agua que arrastra hacia la parte inferior el uranio disuelto; mientras que por la parte superior de la columna se retira el éter dietílico que se reincorpora al proceso.

La separación del plutonio y del uranio de sus soluciones acuosas se realiza por procesos químicos similares al anteriormente descripto en el proceso de obtención del uranio metálico.

El procedimiento que se acaba de describir para la separación del plutonio y del uranio contenidos en los lingotes irradiados en el reactor nuclear destinado a la fabricación de plutonio, es idéntico al que se utiliza para la recuperación de los combustibles nucleares y de los materiales fértiles en los elementos de combustible a base de uranio irradiados en los reactores destinados a la generación de energía.

La recuperación de los elementos de combustible irradiados es mucho más difícil cuando se emplea el torio como material fértil, debido principalmente a las características nucleares de los radioelementos que se forman en el transcurso de la transformación del torio-233 en uranio-233.

En los Estados Unidos la producción de plutonio se encuentra concentrada en la planta de Hanford (Estado de Wáshington), donde se construyeron durante la última guerra mundial tres reactores térmicos con grafito y tres plantas para la separación química del plutonio.

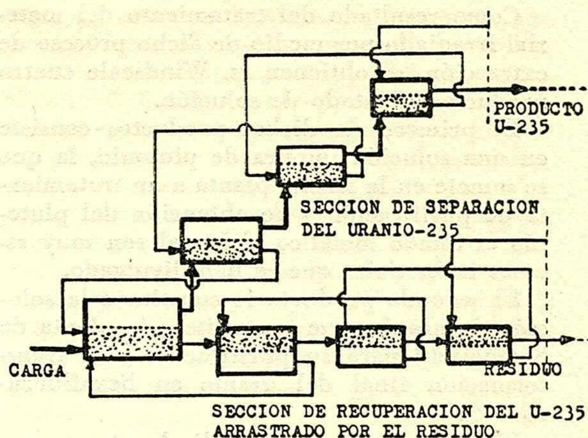


Figura 16. - Esquema de una instalacin en cascada, para separación del uranio-235 por difusión a través de tabiques porosos.

Estas instalaciones costaron alrededor de 350 millones de dólares y fueron operadas por la Du Pont de Nemours & Co., Inc. hasta 1946 en que la General Electric Co. se hizo cargo del manejo de la planta, la que fué objeto entonces de ampliaciones por valor de de 200 millones de dólares para aumentar la capacidad de los reactores nucleares y mejorar el proceso de separación química del plutonio ([7]).

Actualmente se está construyendo en los Estados Unidos una gran planta para la producción de plutonio en Savannah River, la que costará 1.400 millones de dólares y será operada por la Du Pont de Nemours & Co., Inc. Esta planta se diferenciará de la de Hanford en que los reactores térmicos de producción de plutonio utilizarán como moderador agua pesada en lugar de grafito.

La elaboración del plutonio se realiza en Gran Bretaña en la planta de Windscale (Cumberland), provista de dos reactores térmicos moderados con grafito ([10]).

El tratamiento químico de los elementos de combustible irradiados con el objeto de separar el plutonio y el uranio, se realiza en la planta de Windscale por un procedimiento de extracción semejante al descripto anteriormente; en el que según se indicó se separan el plutonio y el uranio bajo la forma de soluciones acuosas.

Como resultado del tratamiento del material irradiado por medio de dicho proceso de extracción, se obtienen en Windscale cuatro productos al estado de solución.

El primero de dichos productos consiste en una solución impura de plutonio, la que se somete en la misma planta a un tratamiento de purificación y de obtención del plutonio al estado metálico, del cual son muy escasas las noticias que se han divulgado.

El segundo producto lo constituye la solución de uranio, que se remite a la planta de Springfield para su purificación y la transformación final del uranio en hexafluoruro [10].

El tercer producto es el disolvente recuperado, que se somete a un tratamiento de purificación antes de su reciclo.

Y finalmente, el cuarto producto de la separación lo constituye la solución intensamente radioactiva que contiene los productos de la fisión, cuyo destino constituye uno de los importantes problemas que se presentan en la utilización de la energía atómica; por lo cual hemos estimado conveniente realizar más adelante su estudio con algún detalle.

Las enormes inversiones que se están realizando en los Estados Unidos para incrementar la producción de plutonio y de uranio-235, así como las características de las plantas británicas de elaboración de combustibles nucleares, ponen de manifiesto que las únicas sustancias fisionables que pueden consumir hoy día los reactores nucleares, son el uranio-235 y el plutonio-239.

Referencias bibliográficas

(1) **K. Cohen.** — The key to atomic power. Nucleonics, 11, Nº 5, 14 (1953).

(2) **G. T. Seaborg.** — The Actinide Series. M. C. Sneed, J. L. Maynard, R. C. Brasted: Comprehensive Inorganic Chemistry. — D. Van Nostrand Co., Inc., New York (1953).

(3) **C. Goodman.** — Science and Engineering of Nuclear Power, Addison Wesley Press, Cambridge, Mass. (1949).

(4) **W. J. Murphy.** — Atomic energy broadens its base in the free world. Chemical and Engineering News, 31, 5047 (1953).

(5) **G. T. Seaborg, J. J. Katz.** — The Actinide Elements, McGraw-Hill Book Co., Inc., New York (1954).

(6) **M. Benedict.** — What is delaying industrial nuclear power? Chemical and Engineering News, 31, 987 (1953).

(7) **Editorial.** — Atomic energy on the crossroads. Chemical Engineering, 60, Nº 3, 214 (1953).

(8) **J. A. Lane, S. McLain.** — The design of nuclear power plants. Chemical Engineering Progress, 49, Nº 6, 287 (1953).

(9) **J. J. Katz.** — The Chemistry of Uranium. McGraw-Hill Book Co., Inc., New York (1951).

(10) **K. E. B. Jay.** — Britain's Atomic Factories. Division of Atomic Energy. Her Majesty's Stationery Office, London (1954).

(11) **G. E. Villar.** — Elementos de Atomística, Impresora Uruguaya, Montevideo - Uruguay (1953).

(12) **R. Stephenson.** — Introduction to Nuclear Engineering, MacGraw-Hill Book Co., Inc., New York (1954).

(13) **R. L. Nurray.** — Introduction to Nuclear Engineering, Prentice-Hall Inc., New York (1954).

CAPITULO X

Posibilidades económicas del aprovechamiento de la energía atómica

Influencia del precio de los combustibles nucleares sobre el costo de la energía núcleo-eléctrica. — El análisis económico de la generación de la energía núcleo-eléctrica presenta a primera vista una dificultad, cuya importancia pasa a segundo término tan pronto como se realiza un estudio más detenido del asunto.

Dicha dificultad reside en la falta de informaciones concretas sobre el precio del uranio, debido a que dicho metal no existe en el mercado libre.

Ante la necesidad de disponer de una cifra como punto de partida para el análisis económico, se ha supuesto arbitrariamente [1] que el precio del uranio metálico utilizado para la generación de energía fuera diez veces mayor que el precio de U$S 7.70 por kg. de uranio, que paga la Comisión de la Energía Atómica de los Estados Unidos cuando el uranio se encuentra todavía bajo la forma de mineral.

Resultaría así para el uranio metálico, un precio de U$S 77.00 el kg.

La influencia del precio del combustible sobre la generación de energía dependerá fundamentalmente del rendimiento térmico de la sustancia fisionable, el que a su vez se encuentra indisolublemente ligado a la forma como se realiza el empleo de ésta en el reactor nuclear.

El volumen relativamente reducido de la producción actual de uranio, por una parte, así como por el hecho de que dicha produc-

ción se encuentre sustancialmente reservada para fines militares, obligaría a utilizar al uranio en reactores reproductores, donde el combustible consumido genera a su vez una proporción por lo menos igual de nuevos materiales fisionables.

Suponiendo que la utilización del uranio se realiza en las pilas atómicas con un rendimiento del 50%, resultaría que la "combustión completa" del uranio natural en un reactor reproductor liberaría la mitad del calor desarrollado en la fisión de la misma cantidad de uranio-235, o sean 8,350 millones de grandes calorías por kg. de uranio natural a U$S 77,00 el kg.

Resultaría así que el costo, por concepto de combustible, del calor generado en un reactor reproductor sería igual a 9.1 milésimos de dólar por cada millón de grandes calorías; que correspondería a 0.023 milésimos de dólar por cada 2,520 calorías. Esta última cantidad de calor corresponde a la necesaria para generar un kWh de electricidad en una planta termo-eléctrica moderna ([2]).

Por consiguiente, el costo por concepto de combustible, del kWh de electricidad generado en una planta núcleo-eléctrica sería de 0.023 milésimos de dólar, cantidad que es cien veces menor que la correspondiente al costo del carbón por kWh en una planta termo-eléctrica de los Estados Unidos.

Es interesante hacer notar que el consumo de energía eléctrica en el Uruguay fué en el año 1953 de 655 millones de kWh.

Para generar esta cantidad de energía, una usina termo-eléctrica consumiría unas 145.000 toneladas de fuel-oil con un costo del orden de los o$u 6.000.000 (unos U$S 2.000.000); mientras que en una planta núcleo-eléctrica se hubieran consumido 200 kg. de uranio al precio de U$S 15.000 o sean unos o$u 45.000.

Este cálculo, a pesar de sus imprecisiones, pone en evidencia que al desaparecer del análisis económico del funcionamiento de una planta núcleo-eléctrica el costo del combustible, a pesar del elevado valor de éste, pasan también a segundo plano los factores que podrían tener mayor o menor influencia sobre el costo del combustible, incluso los relacionados con la regeneración de los combustibles usados.

El costo de las plantas de generación de energía núcleo-eléctrica. — Las cifras que se han publicado sobre el costo de las plantas atómicas varían dentro de límites muy amplios. El valor más alto es el de U$S 1.400.00 por kW instalado, que correspondería a la instalación propulsora del "Nautilus" ([3]).

Es indudable que una planta móvil de este tipo deberá tener un costo unitario mucho más alto que el de una planta fija de mayor potencia instalada en tierra firme y cuyas instalaciones no deberán llenar los requisitos especiales exigidos a una planta de propulsión de submarinos ([4]).

Se supone que una central de 100.000 kW podría costar entre U$S 250.00 y U$S 1.000.00 por kW ([5]); habiéndose afirmado que el costo de una planta atómica que utilizara las técnicas desarrolladas a fines de 1952 (con reactores no reproductores), costaría alrededor de U$S 500.00 a U$S 600.00 por kW instalado ([4]).

Estas últimas cifras son ya más concretas y se aproximan a las obtenidas en el estudio a que nos hemos referido en el Capítulo VIII, realizado por el grupo de las Compañías Commonwealth Edison Co. y Public Service Co., por encargo de la Comisión de la Energía Atómica de los Estados Unidos ([6]).

En el anteproyecto de una planta de generación de 240.000 kW con un reactor de uranio común y agua pesada, dichas Compañías llegaron a un costo de instalación de U$S 492.00 por kW; el que podría reducirse a U$S 297.00 por kW en el caso de emplearse un reactor con uranio enriquecido y agua común.

Por otra parte, en un estudio similar realizado para la Comisión de la Energía Atómica por el grupo formado por la Pacific Gas and Electric Co. y la Betchel Corporation ([6]), se establecieron las líneas generales del anteproyecto de una planta de 154.600 kW de potencia, provista de un reactor reproductor rápido con enfriamiento a sodio fundido; calculándose el costo total de las instalaciones en U$S 51.000.000.00, lo que significa un costo unitario de U$S 330.00 por kW instalado.

El grupo de Compañías últimamente citado presentó como variante una planta de generación de 106.200 kW, provista de un reactor de uranio metálico y agua pesada, con enfriamiento a agua común; previéndose para dicha planta un costo total de U$S 41.000.000.00, o sea un costo unitario de U$S 390.00 por kW.

Las cifras que anteceden permiten situar el costo de las plantas de generación de energía núcleo-eléctrica de capacidad superior a 100.000 kW, entre U$S 400.00 y U$S 500.00 por kW cuando se empleen reactores lentos;

y en U$S 300.00 por kW para plantas provistas de reactores reproductores rápidos.

La forma como se distribuye el costo de instalación entre los principales elementos de la planta varía notablemente con las características de las instalaciones, como puede observarse en el cuadro IV donde se han reunido informaciones provenientes de diversos orígenes.

En la distribución del costo de instalación del reactor rápido se observa la influencia del circuito de enfriamiento por medio de la eutéctica de sodio y potasio.

En el costo de los reactores térmicos se observa una mayor similitud debido a que el menor costo de la estructura del reactor de agua pesada se ve compensado con el alto costo del moderador.

Análisis económico comparativo entre las plantas de generación núcleo-eléctricas y las termo-eléctricas. — El Profesor Manson Benedict que tiene a su cargo la cátedra de Ingeniería Nuclear en el Instituto de Tecnología de Massachusetts, ha ideado un método analítico muy simple que permite obtener rápidamente deducciones bastante aproximadas en el estudio económico comparativo entre las plantas de generación núcleo-eléctricas y las plantas termo-eléctricas (4).

Dicho método está basado fundamentalmente en admitir que en las plantas núcleo-eléctricas el costo de instalación es mayor que en las plantas termo-eléctricas, pero que el costo del combustible es prácticamente despreciable.

Por esta razón, en el examen comparativo puede admitirse que las plantas núcleo-eléctricas pueden competir con las termo-eléctricas cuando el costo de instalación por kWh en las primeras es igual o inferior al costo de instalación de las segundas, adicionado del costo de combustible por kWh generado en éstas.

Walker Cisley, Presidente de la Detroit Edison Co. afirmó en octubre de 1952 que el costo de instalación de una importante planta termo-eléctrica, eficiente y moderna en los Estados Unidos, era de U$S 158.00 por kW instalado; correspondiendo un costo de U$S 77.00 por kW, a las calderas y al equipo de manipulación del combustible, los que serían reemplazados por el reactor nuclear en una planta termo-eléctrica.

Para trasladar estas cifras a costos de instalación por kWh generado, Benedict grava a la energía generada con una cantidad anual equivalente el 15% del costo de instalación; y admite un factor de carga del 50%. Es de-

CUADRO IV

Distribución del costo de instalación entre los principales elementos constituyentes de una planta de generación de energía núcleo-eléctrica

Elementos fundamentales de la planta núcleo-eléctrica	*Reactor térmico (Uranio natural - agua pesada)*	*Reactor térmico (Uranio enriquecido - grafito)*	*Reactor rápido reproductor*
Reactor y equipos auxiliares .	**% 41.0**	**% 44.0**	**% 21.8**
Cirtuito de enfriamiento	**" 12.0**	**" 12.2**	**" 24.6**
Equipo de generación de vapor	**" 8.0**	**" 12.0**	**" 7.6**
Equipo de generación de electricidad	**" 33.5**	**" 29.0**	**" 29.6**
Otros gastos de instalación	**" 5.5**	**" 3.8**	**" 16.4**

cir, que por cada kW de capacidad instalada, se generarían por año 4.400 kWh.

La influencia del costo total de instalación sobre el costo del kWh generado sería por consiguiente:

$$\frac{158.00 \times 0.15}{4.400} = \text{U\$S } 0.0054 \text{ por kWh}$$

es decir: 5.4 milésimos de dólar por kWh.

Refiriendo su estudio comparativo a la zona de Boston que se caracteriza por el alto costo del carbón, Benedict adopta para su análisis el precio de U$S 9.82 por tonelada de carbón de 8.100 calorías por kg.

Esto equivale a pagar 3 milésimos de dólar por cada 2.520 calorías, lo que significaría un recargo de igual valor sobre el costo del kWh de electricidad generada por concepto de consumo de combustible.

Por consiguiente, el máximo incremento permisible para el costo de instalación de una planta de generación de energía núcleo-eléctrica que entrara en competencia con una central termo-eléctrica en Boston sería igual a:

$$\frac{0.003 \times 4.400}{0.15} = \text{U\$S } 88.00 \text{ por kW instalado.}$$

Es decir, que el costo máximo de instalación admisible en tales condiciones para una planta núcleo-eléctrica sería de:

158.00 + 88.00 = U$S 246.00 por kW instalado.

Hemos visto antes que el costo de instalación de las plantas con reactores reproductores rápidos sería del orden de U$S 300.00 por kW; de aquí se deduce que sólo con el desarrollo de este tipo de reactores sería posible que entrara a competir la energía atómica con el carbón en aquella zona de los Estados Unidos.

Como por el momento parecería más razonable suponer que las plantas que se instalen en la primera etapa de la utilización de la energía atómica, estén provistas de reactores lentos, será interesante deducir el precio máximo de los combustibles usuales, a partir del cual podrían competir las plantas atómicas.

Si se admite el costo de instalación de U$S 450.00 por kW para las plantas núcleo-eléctricas, el incremento del costo de instalación con respecto al de una planta termo-eléctrica sería de:

450.00 — 158.00 = U$S 292.00

Suponiendo que se mantengan las condiciones establecidas por Benedict como base del análisis económico, este incremento gravitaría el costo de la electricidad generada a razón de:

$$\frac{292.00 \times 0.15}{4.400} = \text{U\$S } 0.01 \text{ por kWh}$$

Este aumento en el costo de la generación de la energía núcleo-eléctrica debería corresponder al costo del combustible por kWh en una central termo-eléctrica que funcionara en las condiciones límites de competencia, la cual debería pagar entonces U$S 0.01 por cada 2.520 calorías.

Este costo de la energía calorífica equivaldría a pagar por el combustible, U$S 33.00 por la tonelada de carbón o U$S 47.00 por el metro cúbico de fuel-oil liviano para calderas.

Se ha estimado también en U$S 66.00 por metro cúbico (U$S 0.25 por galón) el precio del diesel-oil a partir del cual las centrales atómicas podrían entrar en competencia con las plantas de generación a base de motores Diesel ([7]).

Estos precios que parecerían exageradamente altos en un país productor de carbón y de petróleo como los Estados Unidos, pueden en muchos casos acercarse, o ser aun inferiores a los que se pagan por dichos combustibles en algunas partes del mundo; siendo éste un índice de gran interés para determinar, en un primer examen, las regiones del mundo en donde se presentan mayores posibilidades para la utilización de la energía atómica.

Para tener una idea de la magnitud de los precios límites anteriormente indicados, basta tener en cuenta que en el Uruguay, país de fácil acceso de los combustibles a granel se paga actualmente el carbón a o$u 70.00 la tonelada, el fuel-oil a o$u 60.00 el metro cúbico y el diesel-oil a o$u 95.00 el metro cúbico.

Condiciones requeridas para la instalación de plantas de generación de energía núcleo-eléctrica. — Las regiones del mundo que presentan mayores posibilidades para el empleo en un futuro próximo de la energía núcleo-eléctrica pueden agruparse en la forma que se detalla a continuación.

a) Zonas en donde son escasas las posibilidades de satisfacer sus necesidades de ener-

gía con plantas hidroeléctricas y en las que la situación geográfica ofrece serias dificultades para el abastecimiento de combustibles.

b) Zonas en donde es obligada la generación de energía termo-eléctrica a alto costo, debido al elevado precio de los combustibles.

c) Zonas desprovistas o con escasos recursos naturales para la generación de energía y a las que es necesario asegurar el abastecimiento de energía.

Conviene hacer notar que debido al costo de instalación elevado de las plantas núcleo-eléctricas, es necesario prever en todos los casos su capacidad sobre la base de un factor de carga elevado, que asegure una firme demanda de energía.

Las regiones polares, áreas desérticas y muchas zonas montañosas de difícil acceso para los combustibles y con escasas posibilidades para la utilización de la energía hidroeléctrica, se presentan como lugares muy indicados para la instalación de pequeñas plantas de generación de energía a base de reactores nucleares, cuya capacidad podría variar en esos casos entre 5.000 y 50.000 kW, con costos de producción que podrían ser del orden de 25 a 40 milésimos de dólar por kWh (7).

Las plantas atómicas están destinadas a desempeñar un rol decisivo para el desarrollo de esas regiones en donde las disponibilidades de energía facilitarán la explotación de los recursos naturales, favoreciendo al mismo tiempo el desenvolvimiento de la vida humana.

Teniendo en cuenta las consideraciones que anteceden y el adelanto ya alcanzado por los estudios relativos al aprovechamiento de la energía atómica, se hace imperativo que las naciones se aboquen al estudio de las posibilidades de proporcionar plantas núcleo-eléctricas a ciertas regiones del mundo, lo que en el presente momento constituiría la única forma de conseguir su desarrollo progresista.

Dadas las características de estas regiones, es de prever que no serán muy elevados los consumos de energía en la primera etapa de su desarrollo, por lo cual aparecería como muy indicado el empleo de reactores compactos de pequeña capacidad.

De aquí resulta, que aun cuando del punto de vista industrial sea del mayor interés dedicar una preferente atención al estudio técnico de las grandes plantas atómicas en las que será posible conseguir sustanciales rebajas en el costo de la energía generada, desde el punto de vista del progreso humano, sería necesario prestar un firme apoyo al desarrollo técnico de las plantas atómicas de reducida capacidad.

Se han mencionado como lugares en donde la generación de la energía eléctrica es cara, debido a las dificultades que se presentan para el transporte de combustibles, al Afghanistán y a algunas regiones del interior de la India y del Pakistán. La instalación de plantas atómicas en estas regiones podría contribuir muy eficazmente a su desarrollo industrial (7).

También se encuentran en condiciones semejantes, extensas zonas del Norte y del Centro de Africa, en las que estarían incluídas parte del Sudán, Africa Occidental Francesa, Libia y Argelia, que cuentan con pocos recursos hidroeléctricos y que se caracterizan por la escasez y el elevado costo de los combustibles debido a su difícil transporte (7).

Dentro de un segundo grupo de regiones con francas posibilidades para el aprovechamiento de la energía atómica, están las de importante desarrollo industrial que no cuenten con suficientes recursos naturales para la generación de energía y que por estar alejadas de las fuentes de abastecimiento de combustibles, se ven obligadas a generar energía a alto costo, debido a los elevados precios del combustible.

Si en tales regiones debe descartarse la intensificación del aprovechamiento de la energía hidroeléctrica, aparece entonces la competencia entre las plantas termo-eléctricas y las núcleo-eléctricas. En esta competencia influirán predominantemente los precios de los combustibles cuando éstos superen a ciertos valores límites, como los anteriormente deducidos a título de ejemplo.

En estos casos, la instalación de grandes plantas de energía atómica no sólo permitiría reducir el costo de la energía e independizar a éste de las fluctuaciones del precio de los combustibles, sino que además, reduciría notablemente el riesgo de la interrupción de los abastecimientos de combustibles.

Entre los países de importante potencial industrial en donde se ofrecerían perspectivas muy promisoras para la instalación de grandes plantas de energía atómica se encuentra el Brasil, que posee en su interior inmensas disponibilidades de recursos industrializables en zonas de escasas posibilidades para la instalación de plantas hidroeléctricas; y en las que por estar muy distantes de los puertos costeros, el precio de los combustibles es elevado como consecuencia del largo y difícil transporte.

Aparecen por último, como zonas muy indicadas para la instalación de plantas atómicas, las regiones que se encuentran desprovistas de suficientes reservas naturales de combustibles y que aun cuando poseen importantes disponibilidades de energía hidroeléctrica, están ubicadas en lugares que han sido periódicamente azotados por el flagelo de la guerra.

En este caso hay dos factores que conducen hacia la implantación de centrales atómicas. Por una parte, el precio elevado de los combustibles, que conduciría a atenuar el mayor costo de la energía generada en los casos en que el balance económico no fuera francamente favorable para las plantas atómicas; y en segundo lugar, la necesidad de asegurar la generación de energía en situaciones de emergencia en que podrían interrumpirse simultáneamente los abastecimientos de combustibles y de energía hidroeléctrica.

Las características técnicas de las plantas núcleo-eléctricas permiten su instalación en forma mucho menos accesible a su destrucción en tiempo de guerra, que las centrales térmicas o las instalaciones hidroeléctricas. Además, las reservas de combustibles nucleares y de materiales fisionables pueden alcanzar para prolongados períodos de tiempo, lo que permite asegurar el mantenimiento del servicio aun en el caso en que fuera necesario realizar lejos de la planta la regeneración periódica del material de carga de los reactores nucleares.

Perspectivas inmediatas para el desarrollo de la tecnología de la generación de la energía atómica. — La situación actual de los estudios técnicos relativos a la utilización de la energía atómica permite afirmar que en muy breve fecha las plantas núcleo-eléctricas se encontrarán en estado de competir con las plantas termo-eléctricas en muchas regiones del mundo. Esta competencia se hará mucho más acentuada a medida que continúe avanzando el progreso de la técnica de los reactores nucleares, la cual está en el presente momento en una situación de vigoroso desenvolvimiento.

Esta técnica tiende a atraer cada vez más la atención de los industriales y de los gobiernos por las razones que se detallan a continuación:

a) El grado de adelanto alcanzado por el proyecto y la realización de los reactores nucleares ha conducido ya a cifras del mayor interés para los costos de instalación de las plantas de generación de energía núcleo-eléctrica; presentando aquellas cifras una marcada tendencia a declinar progresivamente, a medida que el perfeccionamiento de la técnica de los reactores aumenta.

b) A medida que disminuyen los costos de instalación, aumentan las zonas de limitados recursos naturales para generación de energía, en donde la energía atómica puede competir con la energía térmica. Por otra parte, la energía atómica da mayores seguridades para la continuidad de la marcha de las instalaciones en caso de interrumpirse o de reducirse los abastecimientos de combustibles.

c) La instalación de plantas de energía atómica constituye la única forma posible de llevar a cabo el desarrollo de ciertas regiones del mundo en donde el aprovechamiento de los recursos naturales se encuentra paralizado por la falta de las indispensables disponibilidades de energía.

d) Las centrales de energía atómica constituyen la solución más conveniente para asegurar los servicios de energía eléctrica en ciertas zonas particularmente expuestas a la devastación en tiempo de guerra.

Las razones que se acaban de exponer son de tal importancia que deben hacer sentir su influencia sobre las orientaciones de gobierno, en el sentido de propiciar el desarrollo de la energía atómica tanto desde el punto de vista del progreso técnico, como del de su implantación.

Esta influencia se ha manifestado de un modo muy particular en los Estados Unidos, donde en los dos últimos años ha aumentado considerablemente la divulgación de las informaciones relativas al aprovechamiento de la energía atómica; asunto que ha sido muy discutido por la estrecha vinculación de aquéllas con industrias de índole militar ([8]).

Por otra parte, se ha hecho sentir también en los últimos meses en dicho país una considerable presión, en el sentido de que se activen aún más los trabajos relacionados con la tecnología de la generación de la energía núcleo-eléctrica, de que se aumente la divulgación de las informaciones con ella relacionadas, y de que se favorezca la contribución en gran escala de los particulares en el desarrollo de dicha tecnología.

Sobre este respecto es interesante mencionar algunos párrafos de las declaraciones formuladas el 22 de octubre de 1953 en Chicago, por Thomas E. Murray, miembro de la Co-

misión de la Energía Atómica de los Estados Unidos (9).

En tal oportunidad, defendiendo calurosamente la necesidad de intensificar los estudios para la construcción de plantas económicas de generación de energía nuclear, expresó Murray lo siguiente:

"El mes último, al difundirse la noticia de " que se había realizado una demostración " termo-nuclear en la Rusia Soviética, un es- " tremecimiento sacudió al mundo entero. " Sin embargo, este acontecimiento, cuya gran " importancia debemos admitir, es hoy día " menos peligroso para el mundo libre que " si los Soviets hubieran anunciado el éxito " en la realización práctica de una planta de " energía nuclear, ofreciendo a las naciones " el intercambio entre la tecnología nuclear " y el uranio, junto con otros convenios eco- " nómicos y políticos favorables.

"No es un secreto que nuestro programa de " armamentos atómicos depende de la entre- " ga de cantidades importantes de uranio por " otras naciones amigas, que a mi juicio con- " fían en la protección militar que podemos " proporcionarles con nuestras armas atómi- " cas y además suponen que resolveremos con " éxito los problemas tecnológicos relaciona- " dos con la construcción de sus futuras plan- " tas atómicas para generación de energía".

"Creo por ello que si no nos embarcamos " de inmediato en la realización de un inten- " sivo programa para el aprovechamiento de " la energía atómica, corremos el riesgo de " vernos privados de los abastecimientos de " uranio extranjero, que a mi juicio depen- " den del éxito de esta carrera en la que se " disputa el triunfo del que entregue al mun- " do libre las primeras plantas de energía " nuclear".

Las palabras de Murray coinciden en cierto modo con la política seguida en el último año, por la Comisión de la Energía Atómica.

Los esfuerzos intensivos que se realizan en los Estados Unidos para adelantar la tecnología de la energía núcleo-eléctrica, junto con los que se llevan a cabo con entusiasta actividad en otros países, entre los cuales debe mencionarse en primer término a Gran Bretaña, permiten prever inmediatos e importantes progresos que serán decisivos para la implantación de la industria de la energía atómica dentro de plazos de tiempo que no excederán de dos lustros.

Referencias bibliográficas

(1) **W. H. Zinn.** — Basic problems in central-station nuclear power. Nucleonics, 10, Nº 9, 8 (1952).

(2) **M. Benedict.** — Chemical engineering aspects of nuclear power. Industrial and Engineering Chemistry, 45, 1372 (1953).

(3) **L. R. Haftad.** — Atomic power and private enterprise. U.S. Government Printing Office, Washington D.C. (1952).

(4) **M. Benedict.** — What is delaying industrial nuclear power?. Chemical and Engineering News, 31, 987 (1953).

(5) **Editorial.** — Atomic energy at the crossroads. Chemical Engineering, 60, Nº 3, 214 (1953).

(6) **Editorial.** — Nuclear power feasibility studies. Nucleonics, 11, Nº 6, 49 (1953).

(7) **H. C. Gary.** — Foreign market for "package" nuclear power. Nucleonics, 11, Nº 5, 14 (1953).

(8) **J. G. Beckerley.** — Declassification problems in power reactor information. Nucleonics, 11, Nº 1, 6 (1953).

(9) **T. E. Murray.** — Our new urgent national goal. Development of economic nuclear power. Nucleonics, 11, Nº 12, 8 (1953).

CAPITULO XI

Aspecto sanitario del funcionamiento de las plantas atómicas

Problemas sanitarios relacionados con la generación de la energía núcleo-eléctrica. — Los peligros de la radioactividad que derivan del funcionamiento de los reactores nucleares, hacen incompletas las medidas de carácter sanitario que habitualmente se adoptan en cualquier industria bien explotada, con el objeto de asegurar la protección de la salud del personal y de evitar un perjuicio a la salud pública.

Por este motivo, en la industria de la generación de la energía núcleo-eléctrica el problema sanitario ha sido encarado desde dos puntos de vista igualmente importantes: a) proteger al personal contra los efectos de las radiaciones; y b) evitar la contaminación del aire o de las aguas por sustancias radioactivas.

El problema sanitario se presenta con características tan particulares y tiene tal importancia en esta industria, que el ingeniero sanitario y el médico sanitario tienen en ella una destacada intervención. Pero debido al servicio especial que deben prestar éstos, se requieren una preparación y un adiestramiento propios de la especialización.

Con el desarrollo de las pilas atómicas para preparación de radioisótopos e investigación, se ha adquirido una extensa experiencia dentro del campo de la protección del personal contra los efectos de las radiaciones. En cambio, la generación de energía núcleo-eléctrica en gran escala presenta un problema de capital importancia, el que consiste en la eliminación o el alejamiento de importantes cantidades de residuos radioactivos.

Existe además en las plantas atómicas de producción de combustibles nucleares, la posibilidad de la contaminación por sustancias radioactivas, del aire o del agua utilizados como flúidos de enfriamiento.

Las sustancias radioactivas vertidas a la atmósfera junto con el efluente gaseoso de las plantas atómicas pueden contaminar el aire; y al ser fijadas por el agua de lluvia, pueden contaminar el suelo, la vegetación y los cursos de agua. El grado e importancia de esta contaminación depende de numerosos factores, entre los cuales figuran en primer término el grado de dilución de la sustancia contaminante, así como su período de vida media.

La contaminación de los cursos de agua por la descarga de residuos radioactivos tiene importancia no sólo del punto de vista biológico, sino también por la contaminación que podría producirse de las fuentes de abastecimiento de agua potable.

Se ha verificado que muchos planktons y especies de algas fijan preferentemente ciertas substancias radioactivas, produciéndose la acumulación de éstas en dichos organismos [1].

Por esta razón, aún cuando en un primer examen fuera satisfactorio el grado de dilución previsto para un efluente radioactivo que se descargue en un curso de agua, existiría la posibilidad de que se concentrara la radioactividad en determinada zona del curso contaminado. La gravedad de este peligro dependería en gran parte del período de vida media de las sustancias contaminantes.

Se ha comprobado que la serie de operaciones que comprende el tratamiento de purificación de las aguas, tales como coagulación, sedimentación y filtración por filtros de arena, es eficaz para remover las sustancias radioactivas del agua. Sin embargo, el empleo de aguas brutas radioactivas en las plantas de purificación de agua trae aparejado el problema del alejamiento o eliminación de los barros radioactivos, así como el contralor de la radioactividad en las diferentes etapas del tratamiento, para asegurar que aquélla sea inofensiva para el personal.

Examinando estos problemas sanitarios con el mismo criterio con que se encaran los demás problemas derivados de la contaminación por residuos industriales, se pone en evidencia la necesidad de que en las plantas de energía núcleo-eléctrica se realice la depuración de los residuos antes de verterlos a la atmósfera, o descargarlos en la red cloacal o en los cursos de agua.

A la depuración de gases o líquidos radiactivos va unido el problema del alejamiento o eliminación de los residuos radioactivos sólidos o semi-sólidos provenientes de las unidades de depuración. Este problema es prácticamente idéntico al planteado por los residuos sólidos contaminados con sustancias radioactivas.

El alejamiento y depuración de los residuos gaseosos radioctivos. — La radioactividad de los gases residuales provenientes de las plantas atómicas puede provenir de dos orígenes: a) de la presencia de gases radioactivos, como el argón-41 que se produce por la acción de los neutrones sobre el aire, cuando éste se utiliza como agente de enfriamiento del reactor nuclear; y b) de partículas sólidas radioactivas arrastradas en suspensión por el aire.

La separación de las partículas sólidas radioactivas se realiza sin dificultades por medio de los equipos que se utilizan convencionalmente en la industria para la purificación de los gases; tales como separadores electrostáticos o ciclónicos, filtros, torres o equipos de lavado, etc. En cambio, resulta a veces mucho más difícil la retención de las sustancias gaseosas radioactivas.

Los filtros electrostáticos han sido utilizados con eficiencias del 99 al 99.9% en la retención de partículas radioactivas; su principal inconveniente reside en su alto costo de mantenimiento y en las interrupciones algo frecuentes que se producen en su funcionamiento.

Por regla general se emplean los filtros electrostáticos en la depuración preliminar en que se retira la mayor parte de las partículas grandes; consiguiéndose de esta manera prolongar la vida de los filtros finales.

También se utilizan en la depuración preliminar filtros de lana de vidrio con una eficiencia del 99.9% en la remoción de partículas de tamaño superior al micrón.

Para la filtración final de gases radioactivos se recomienda el empleo de filtros de amianto con las fibras distribuídas en forma semejante al papel. Estos filtros tienen un elevado costo; su empleo obliga a velocidades gaseosas relativamente bajas y no pueden utilizarse en la purificación de gases húmedos o a alta temperatura ([2]).

Dentro de los equipos de separación de partículas sólidas por lavado, presenta particular interés el empleo de lavadores ciclónicos del tipo Pease-Antony, los que permiten retirar simultáneamente las partículas sólidas y los gases solubles. La principal dificultad que se presenta para su empleo está en la limitación a bajas temperaturas.

Si razones de índole económico o de otro orden, obligan a descartar la absorción de las sustancias gaseosas contaminantes por líquidos absorbentes, o impiden la filtración de los gases a través de sustancias sólidas adsorbentes, no queda otro recurso que verter a la atmósfera un efluente radioactivo.

La forma de reducir el peligro, consiste en aumentar en lo posible la dilución, lo que se consigue empleando chimeneas de 90 a 120 metros de altura.

En condiciones atmosféricas normales, la difusión en la atmósfera de los gases que escapan por la chimenea se realiza a suficiente altura del nivel del terreno como para que desaparezca todo peligro.

Sin embargo, debe contemplarse la posibilidad de que en ciertas circunstancias, las condiciones meteorológicas pueden ser tales que se reduzca la difusión de los gases y que éstos sean arrastrados por corrientes de aire descendentes hasta el nivel del terreno antes de haber conseguido el grado conveniente de dilución ([2]).

Esta grave dificultad puede atenuarse en parte con la inyección de aire caliente por las chimeneas, con lo que no sólo se aumenta la altura efectiva de aquéllas, sino que al mismo tiempo se incrementa el grado de dilución de las sustancias peligrosas en el efluente que se descarga a la atmósfera.

Alejamiento y depuración de líquidos residuales radioactivos. — El tratamiento de grandes volúmenes de aguas residuales industriales es una materia de rutina para los ingenieros sanitarios.

Como los líquidos residuales radioactivos son similares en todo respecto, salvo en su radioactividad, son aplicables a alejamiento o su depuración los métodos y tratamientos ideados con igual fin para las aguas residuales de origen industrial.

El peligro de la contaminación debida a la radioactividad obliga a un mayor contralor en las operaciones y a adoptar medidas especiales para el alejamiento de los residuos fuertemente radioactivos que se obtienen al separar la radioactividad de las aguas tratadas.

Los procedimientos de alejamiento y depuración de líquidos residuales provenientes de las plantas atómicas pueden clasificarse en cinco importantes grupos: a) dilución; b) evaporación; c) estacionamiento seguido de un tratamiento ulterior; d) tratamientos químicos; e) tratamientos físico-químicos; f) tratamientos biológicos.

La aplicación de cada uno de estos métodos depende de las características particulares de los residuos a tratar.

Los líquidos residuales pueden clasificarse de acuerdo con el tipo de radioactividad emitida, nivel de energía, período de vida media y toxicidad biológica. Todos estos factores tienen una importante influencia en la selección del tipo de tratamiento de depuración.

La intensidad de la radioactividad puede variar dentro de límites muy amplios; siendo en algunos casos posible descargar los líquidos residuales directamente al mar o a los cursos de agua; mientras que en otros no queda más recurso que envasarlos en recipientes resistentes a la corrosión y enterrarlos en el terreno o sepultarlos en el fondo del mar.

De igual manera, el período de vida media de las sustancias radioactivas (plazo de tiempo, al cabo del cual una cantidad de sustancia se reduce a la mitad), puede variar desde fracciones del segundo hasta millones de años.

Sea cual fuere la calidad del efluente, es posible separar de él a las sustancias radiactivas contaminantes, en grado tal como para reducir su radioactividad a los límites permitidos para las aguas de beber, siempre que se utilice el tratamiento adecuado.

Como la complejidad y costo del tratamiento varían en cada caso dentro de límites muy amplios, resulta técnica y económicamente obligado subdividir los líquidos radioactivos residuales de acuerdo a sus características radiactivas y físico-químicas, con el objeto de someter las fracciones al tratamiento de alejamiento o depuración más adecuado.

De esta manera, puede ser posible, por ejemplo, el alejamiento por dilución de un importante volumen de líquidos residuales de características radioactivas poco peligrosas, mientras que la fracción muy activa se somete al tratamiento complejo que hubiera sido necesario emplear también si las dos fracciones de líquidos residuales se hubieran mezclado.

En la planta británica de producción de plutonio en Windscale los líquidos residuales radioactivos se clasifican en tres grupos: a) muy activos, b) medianamente activos y c) de baja actividad.

Los residuos muy activos contienen la mayor parte de los productos de la fisión. Para dar una idea de la actividad de estos líquidos residuales, así como del peligro que comporta su manejo, basta señalar que una copa de tales líquidos posee una radioactividad equivalente a la de un gramo de radio; siendo la actividad del efluente diario varias veces superior a la actividad de todo el radio utilizado por la medicina en el mundo ([4]).

Como la radioactividad es una propiedad inherente a los núcleos atómicos, no existe ningún procedimiento químico que permita destruirla; siendo solamente posible por medio de reacciones de coagulación o de precipitación, aglomerar las sustancias radioactivas contenidas en un líquido, lo que permite separarlas de éste, concentrándose al mismo tiempo la actividad.

La radioactividad sólo desaparece por la desintegración natural de los núcleos activos, dependiendo la velocidad de desintegración del período de vida media de la sustancia radioactiva considerada.

En la planta de Windscale los líquidos residuales muy radiactivos se envasan en grandes depósitos resistentes a la corrosión y virtualmente indestructibles, donde se conservan indefinidamente, en espera de que en el futuro se desarrollen métodos prácticos y eficientes para reducir su volumen o realizar su desecación, con lo cual las sustancias radioactivas ocuparán menor espacio.

Los efluentes medianamente activos también se envasan en tanques, en espera de que transcurran dos o tres años. Al cabo de ese tiempo la reducción de la radioactividad permite mezclar estos residuos con los líquidos de baja actividad, los que luego de sometidos a un tratamiento de coagulación y filtración a través de filtros de arena, se descargan en el océano después de haberse verificado que su radioactividad se ha reducido a un nivel suficientemente bajo ([4]).

Reducción de la radioactividad por dilución. — El procedimiento tan utilizado de alejamiento y eliminación de los líquidos cloacales por descarga en el océano o en los cursos de agua, es también utilizado cuando los líquidos residuales tienen una baja radioactividad.

La dilución tiene las ventajas que derivan de una manipulación mínima del líquido efluente; sin embargo presenta el riesgo de la contaminación de las zonas en donde se descargan las aguas, o de los sitios a donde podrían ser arrastradas las sustancias radioactivas contaminantes por las corrientes, por el viento o por las mareas.

El peligro de la presencia de sustancias radioactivas en las aguas puede consistir principalmente en su fijación preferencial por algas o plantas marinas que pueden ser comidas por los peces que a su vez pueden ser utilizados en la alimentación humana.

Dicho peligro prácticamente desaparece cuando la radioactividad del efluente es del orden de magnitud de las aguas radioactivas que se utilizan en la alimentación; sin embargo, como pueden encontrarse en los residuos sustancias más o menos peligrosas, según las características de su emisión radioactiva (emisión de rayos beta, alfa o gamma), se requiere un contralor riguroso de la radioactividad del efluente, para determinar el grado de actividad admisible con la seguridad sanitaria.

De acuerdo con las prescripciones contenidas en el Manual Nº 49 del National Bureau of Standards de los Estados Unidos, el máximo de actividad permisible en los líquidos residuales radioactivos que se vierten en las cloacas debe ser de 100 micro curies ([6]).

La descarga en el acéano de los líquidos residuales de la planta de Windscale ha sido objeto de estudios muy minuciosos, dentro de los cuales ha tenido particular importancia la investigación del movimiento del mar en la costa de Cumberland, tanto en la superficie como en el fondo; así como el examen de la influencia del viento y de las mareas en las corrientes marinas, con el objeto de determinar en qué condiciones se realizaría la dispersión del efluente en las aguas.

Las cañerías de descarga del efluente radioactivo tienen una longitud total de 4 kilómetros, de la cual 3 kilómetros se encuentran dentro del mar. Su construcción se ha

realizado siguiendo la técnica utilizada para la construcción de líneas de abastecimiento de petroleros fuera de los muelles.

Concentración de las sustancias radioactivas por evaporación. — La concentración de los líquidos residuales por evaporación, seguida del almacenamiento del residuo radioactivo concentrado, constituye el método que preferentemente se utiliza para el tratamiento de los líquidos muy radioactivos.

Por este procedimiento se reducen notablemente los gastos de almacenaje de residuos que es imposible verter en los cursos de agua por su alta radioactividad, y que por sus propiedades corrosivas obligan al empleo de envases resistentes a su agresividad.

Conviene hacer notar que el líquido condensado proveniente de la evaporación se encuentra relativamente libre de radioactividad ([5]).

La evaporación es uno de los procedimientos más simples y seguros para extraer las sustancias radioactivas de los líquidos residuales; tiene sin embargo el grave inconveniente de su elevado costo que es del orden de 2 a 3 centavos de dólar por litro.

En experiencias realizadas en el Laboratorio de Energía Atómica de Knolls con un evaporador de circulación forzada se han conseguido reducciones de volumen del 98% en el residuo radioactivo, con un factor de descontaminación para el condensado, del orden de 10^7. Siendo el factor de descontaminación igual a la relación entre la actividad inicial y la actividad final por centímetro cúbico del líquido residual tratado ([7]).

La evaporación no puede emplearse cuando los líquidos radioactivos contienen sustancias volátiles radioactivas que serían arrastradas por el vapor de agua, contaminando el líquido condensado.

El único problema serio que se encuentra al realizar la evaporación es la formación de espumas.

La carga del evaporador contiene por lo general partículas coloidales, anhídrido carbónico disuelto, materias orgánicas y sales que poseen una marcada tendencia a la formación de espumas.

Por otra parte, es necesario mantener el pH del líquido alto (pH 10 a 11) para evitar la destilación de algunos radioelementos volátiles, como el yodo-131.

Además, la carga del evaporador debe concentrarse hasta elevadas concentraciones salinas.

Las condiciones de funcionamiento del evaporador que se acaban de enumerar contribuyen a la formación de espumas que pueden llenar el cuerpo del evaporador y escapar hacia los condensadores ([8]).

Procedimientos químicos para el tratamiento de líquidos residuales radioactivos. — El tratamiento de coagulación, seguida de filtración, de empleo tan general en la purificación del agua, ha sido objeto de particulares estudios en la depuración de líquidos residuales radioactivos.

Dicho tratamiento se encuentra basado en la coagulación por sulfato de aluminio, cloruro férrico o fosfato de sodio, de las aguas residuales previamente alcalinizadas con hidróxido de calcio.

Los coágulos formados en la precipitación de los coagulantes por el álcali, arrastran consigo una buena parte de los radioisótopos, eliminándose luego otra parte por filtración en lechos de arena.

La precipitación por el fosfato de sodio a pH alto es más eficiente que la coagulación por el sulfato de aluminio o el cloruro férrico.

El factor de descontaminación que se obtiene por este procedimiento varía con el radioisótopo considerado; así por ejemplo, en la coagulación por el sulfato de aluminio puede conseguirse separar más del 98% de fósforo-32, itrio-91, cerio-144, o estroncio-90; mientras que sólo se consigue separar alrededor de un 10% de yodo-131.

Por regla general, se obtiene la remoción de un 70% de sustancias radioactivas con la realización sucesiva de la coagulación, sedimentación y filtración ([3]).

Tratamientos físico-químicos de depuración de líquidos residuales radioactivos. — Los tratamientos físico-químicos que pueden utilizarse para retener las sustancias radioactivas contenidas en los líquidos residuales de las plantas atómicas pueden clasificarse dentro de dos grandes grupos: a) empleo de intercambiadores iónicos y b) uso de sustancias adsorbentes.

Ciertos intercambiadores iónicos del tipo de las resinas sintéticas se han empleado con éxito en la depuración de líquidos radioactivos

En este tratamiento es necesario lechos mixtos con intercambiadores aniónicos y catiónicos, pues muchos iones anfóteros como los molibdatos y teluratos, por ejemplo, son difícilmente retenidos por los intercambiadores catiónicos, siendo en cambio rápidamente fi-

jados por los intercambiadores aniónicos [9].

Este tratamiento ha sido aplicado con particular éxito en la separación de los radioisótopos del bario, estroncio, circonio y tierras raras, que se encuentran predominantemente entre los productos de la fisión y que son muy peligrosos porque tienden a fijarse sobre el cuerpo humano. Dichos radioisótopos tienden además a depositarse rápidamente sobre el lecho de los ríos o en las canalizaciones de desagüe, dando lugar a elevadas concentraciones locales.

Cuando los intercambiadores iónicos se encuentran agotados pueden regenerarse en la forma habitual, con lo que el líquido regenerador arrastrará consigo a los iones radioactivos bajo la forma de una solución concentrada que pasa al almacenaje o a la evaporación.

Si el intercambiador iónico no es regenerable se quema, con lo que el residuo radioactivo quedará retenido en el pequeño volumen de las cenizas [3].

Algunas sustancias como el carbón activado, sílice activada, arcillas activadas, caolín, y piedra pómez finamente dividida, que presentan una gran área superficial por unidad de volumen, tienen tendencia a fijar ciertas moléculas y iones por adsorción. Esta propiedad ha sido utilizada con éxito para retener algunos radioisótopos.

Los resultados experimentales obtenidos con el empleo de sustancias adsorbentes en la depuración de líquidos radioactivos han puesto en evidencia que dicho uso es conveniente cuando se utiliza conjuntamente con otros procesos. Así por ejemplo, en ensayos realizados en el Laboratorio Nacional de Oak Ridge (Tennessee) ha sido posible separar el 99% de los productos de la fisión utilizando arcillas adsorbentes junto con la coagulación por fosfato de sodio, seguida de sedimentación y filtración [3].

Tratamientos biológicos para la depuración de líquidos radioactivos. — Los procesos biológicos son aplicables al tratamiento de líquidos residuales con un nivel relativamente bajo de radioactividad.

Dichos tratamientos comprenden principalmente la acción de barros activados y la filtración por lechos percoladores. Se ha indicado también como método biológico posible la absorción por algas y otras formas de plankton; aun cuando hasta la fecha no existen informaciones sobre su aplicación [5].

El empleo de barros activados ha resultado muy eficaz para la retención de muchos radioisótopos, entre los cuales se encuentra el plutonio.

El proceso consiste en una reacción de oxidación bioquímica realizada por la acción de un barro activado que contiene una alta concentración de colonias bacterianas que forman conglomerados gelatinosos que tienen una gran superficie de adsorción de las sustancias radioactivas.

Para favorecer el desarrollo bacteriano se agregan al medio residuos cloacales domiciliarios; y si esto no fuera posible, se añaden hidratos de carbono, materias proteicas o sustancias minerales.

El tratamiento por barros activados no es aplicable cuando las aguas residuales contienen sustancias que favorecen la formación de espumas. En tales casos, puede utilizarse la filtración por lechos percoladores, los que han resultado también eficaces para la retención de algunos radioelementos como el plutonio.

Cuando se efectúa el tratamiento de los líquidos residuales por lechos percoladores, se les agregan fosfatos y sustancias nitrogenadas, con el objeto de asegurar una elevada concentración de nitratos en el efluente [9].

A pesar de los buenos resultados obtenidos en algunos casos particulares, los tratamientos biológicos no tienen acción sobre los radioelementos que se diluyen isotópicamente con los constituyentes de las aguas cloacales; por ello la reducción de la radioactividad es en general relativamente baja.

Los métodos biológicos son aplicables cuando las aguas residuales poseen sustancias orgánicas que absorben los reactivos químicos e impiden el empleo de los tratamientos de coagulación o precipitación [5].

Eliminación de los residuos sólidos. — El tratamiento de los residuos sólidos radioactivos comprende la incineración en circuito cerrado, con el objeto de reducir al mínimo su volumen. A esta operación sigue el enterramiento de las cenizas radioactivas en condiciones adecuadas para evitar una posible contaminación ulterior; o verterlas convenientemente acondicionadas en las profundidades del mar.

Se recomienda mezclar los residuos radioactivos con hormigón fresco, llenando luego con la mezcla tambores de hierro que se de-

jan caer al mar a una distancia mínima de 50 kilómetros de la costa.

La importancia ya adquirida en los Estados Unidos por las plantas atómicas y por el empleo de los radioisótopos, así como las dificultades que presenta el alejamiento de los residuos radioactivos, ha traído como consecuencia el desarrollo de una nueva actividad, la que consiste en el alejamiento de dichos residuos.

Actualmente hay cuatro Compañías que realizan este trabajo en los Estados Unidos. El Atomic Energy Waste Disposal Service, de Oakland (California) se ocupa del enterramiento y alejamiento en el mar de residuos radioactivos envasados en tambores de 200 litros.

La Cross Roads Marine Disposal & Salvage Co. de Belmont (Massachusetts) actúa en Boston y sus proximidades. Los tambores metálicos que se entierran, se recubren con una capa de hormigón de 15 cm. de espesor para evitar su ruptura por la presión del terreno, pues se ha verificado que los tambores se rompen cuando se les entierra a profundidades de unos 15 metros o mayores.

Los tambores que se tiran al mar, se recubren con una capa de hormigón hasta tener un peso total de 5 toneladas o más, lo que asegura que los residuos lleguen a grandes profundidades.

La Nuclear Engineering Co., Inc. de San Francisco, actúa en el Estado de California y se ocupa de la eliminación de residuos sólidos en envases de 100 litros, así como de residuos líquidos en envases de 150 litros.

La Radiological Service Co., Inc. de Nueva York tiene sus actividades dentro de un radio de 150 kilómetros de Nueva York y transporta los residuos radioactivos hasta los campos de enterramiento del Laboratorio Nacional de Oak Ridge.

Concentraciones máximas de radioisótopos permisibles en la atmósfera y en las aguas. — La presencia de radioisótopos en el aire y en las aguas ofrece el peligro de su fijación por el cuerpo humano.

La acción de los radioisótopos en el interior del organismo es mucho más peligrosa que la exposición del cuerpo humano a la acción de las radiaciones emitidas por un radioisótopo desde el exterior. En efecto, en el primer caso la irradiación de los tejidos es contínua y sólo desaparece con la eliminación o desaparición del radioisótopo, mientras que en el segundo, la irradiación se produce sólo ocasionalmente o durante el horario de trabajo, cuando se trata del personal de plantas atómicas o de otras reparticiones en donde se manipulan radioisótopos.

Por regla general, la eliminación de los radioisótopos por el organismo es muy lenta, y en muchos casos no puede ser acelerada en forma apreciable ([2]).

Cuando la fuente de irradiación se encuentra en el interior del organismo, el daño ocasionado es mucho mayor debido al contacto íntimo de las radiaciones con los tejidos. Por otra parte, existe la posibilidad de que el radioisótopo sea fijado preferentemente por determinado órgano.

La gravedad del peligro depende del tamaño de dicho órgano, de su sensibilidad a la

CUADRO V

Máxima radioactividad permisible en el agua o en el aire por la presencia de radioisótopos

Radioisótopo contaminante	*Radioactividad permisible*	
	Agua microcurie/cc.	*Aire microcurie/cc.*
Uranio natural (soluble)	7×10^{-5}	1.7×10^{-11}
Radio-226	4×10^{-8}	8×10^{-12}
Radón-222	2×10^{-6}	10^{-8}
Plutonio-239 (soluble)	1.5×10^{-6}	2×10^{-12}
Carbono-14	3×10^{-3}	10^{-6}
Tritio (hidrógeno-3)	0.2	2×10^{-5}
Fósforo-32	2×10^{-4}	1×10^{-7}
Potasio-42	1×10^{-2}	2×10^{-6}
Sodio-24	8×10^{-3}	2×10^{-6}
Yodo-131	3×10^{-5}	3×10^{-9}
Estroncio-90	8×10^{-7}	2×10^{-6}
Argón-41	5×10^{-4}	5×10^{-7}
Cobalto-60	2×10^{-2}	10^{-6}
Bario-140	2×10^{-3}	6×10^{-8}
Cesio-137	1.5×10^{-3}	2×10^{-7}

acción de las radiaciones y de la importancia de éste para el normal funcionamiento del cuerpo humano. También tienen una fundamental importancia las características radioactivas del radioisótopo.

En el caso de sustancias de largo período de vida media, se requieren cantidades apreciables de sustancia para producir un daño serio. También son menos peligrosas las sustancias de período de vida media muy corto, porque se desintegran muy rápidamente. Por tales razones, los radioisótopos de período de vida media intermedio son los más peligrosos.

Resulta así difícil establecer normas de carácter general para las concentraciones máximas de radioisótopos permisibles, puesto que es necesario tener en cuenta en cada caso las características propias de la sustancia radioactiva contaminante.

En el cuadro V se indica la radioactividad máxima permisible en el agua o en el aire, debida a la presencia de algunos radioisótopos [2]. La radioactividad se expresa en microcuries por centímetro cúbico de aire o de agua; (el microcurie corresponde a la intensidad de irradiación de un milésimo de miligramo de radio).

Referencias Bibliográficas

(1) **A. E. Gorman, A. Wolman.** — Nuclear fission operations and the sanitary engineer. Sewage Works Journal (actualmente Sewage and Industrial Wastes), 21, 63 (1949).

(2) **R. Stephenson.** — Introduction to Nuclear Engineering. McGraw-Hill Book Co., Inc., New York (1954).

(3) **R. L. Murray.** — Introduction to Nuclear Engineering. Prentice-Hall, Inc., New York (1954).

(4) **K. E. B. Jay.** — Britain's atomic factories. Her Majesty's stationary office, London (1954).

(5) **C. C. Ruchhoft, L. R. Setter.** — Application of biological methods in the treatment of radioactive wastes. Sewage and Industrial Wastes, 25, Nº 1, 48 (1954).

(6) **National Bureau of Standards.** — Recomendations for waste disposal of phosphorus-32 and iodine-131 for medical users. Handbook Nº 49, U. S. Department of Commerce, Washington D. C.

(7) **G. E. McCullough.** — Concentration of radioactive liquide waste by evaporation. Industrial and Engineering Chemistry, 43, 1505 (1951).

(8) **C. P. Straub.** — Removal of radioactive waste from water. Nucleonics, 10, Nº 1, 40 (1952).

(9) **J. F. Newell, C. W. Christenson.** — Radioactive waste disposal. Sewage and Industrial Wastes, 23, 861 (1951).

CAPITULO XII

La utilización de los radioisótopos provenientes de las plantas atómicas

En el capítulo anterior se ha puesto en evidencia uno de los grandes problemas derivados del funcionamiento de las pilas atómicas, el que consiste en la eliminación de los productos radioactivos de la fisión.

La solución encontrada para este problema está lejos de ser satisfactoria, ya que ella consiste en verter al mar o enterrar a grandes profundidades residuos radioactivos que poseen una potencialidad de emisión radioactiva que sobrepasa en proporciones enormes a las actuales disponibilidades de radio.

Es por ello que se está estudiando afanosamente la forma de utilizar aquellos residuos como fuente de radioactividad. Asunto de gran interés y completamente imprevisto.

Características de los productos de la fisión. — Según se indicó en el capítulo I, los productos de la fisión están formados por mezclas complejas de radioisótopos, en las que predominan los núcleos de números de masa cercanos a 95 y a 140.

La complejidad de dichas mezclas reside no sólo en las especies químicas constituyentes, sino también en las características radioactivas de éstos que pueden variar dentro de límites amplísimos, como puede observarse en el cuadro VI, donde sólo se han incluído los radioisótopos producidos durante la fisión, que pueden tener mayor interés del punto de vista de sus aplicaciones. Se han excluído por ello de dicho cuadro a los isótopos que se producen en una proporción inferior al 0.5%, así como aquéllos cuyo período de vida media es inferior a 40 días o superior a 10.000 años.

Todos los radioisótopos producidos durante la fisión se desintegran con emisión de rayos beta, aun cuando en algunos casos la energía de la radiación emitida es prácticamente insignificante.

La energía máxima correspondiente a partículas beta emitidas por los productos de la fisión es de 3.5 millones de electrón-voltios; pudiendo llegar la energía de los rayos gamma hasta 3.8 M.e.v. En general, las radiaciones de gran energía son emitidas por radioelementos de período de vida media muy corto [1].

Es interesante recordar que los rayos beta, formados por electrones, tienen un poder penetrante mucho menor que el de los rayos gamma, de naturaleza electromagnética igual a la de los rayos X. Los rayos beta de 2 M.e.v. de energía, son detenidos por una capa de 3 milímetros de espesor de agua; mientras que para absorber el 90% de una radiación gamma de 2 M.e.v. de energía, se requiere un espesor de 50 centímetros de agua.

La separación de los productos de la fisión. — El empleo de los productos de la fisión puede encararse desde dos puntos de vista: a) empleo al estado semi-refinado o de mezclas, o b) empleo individual de los radioisótopos, de acuerdo con sus características radioactivas y químicas propias.

Como hemos visto antes, los productos de la fisión se obtienen al estado de mezclas heterogéneas; por este motivo el empleo individual de los radioisótopos obliga a la separación previa de cada uno de los constituyentes de la mezcla, lo que hace necesarias delicadas operaciones.

Es muy posible que pueda realizarse dentro de la escala industrial la separación de los productos de la fisión, por medio de su fijación selectiva por intercambio iónico en determinados lechos de contacto, seguida de la lexiviación por ciertos reactivos que arrastran consigo en forma selectiva los radioisótopos retenidos por los lechos de contacto ([4]).

Como la lexiviación puede controlarse automáticamente de acuerdo con las características radioactivas del radioisótopo arrastrado por el disolvente, las unidades de separación podrían funcionar sin la presencia inmediata del operador humano.

Los productos de la fisión se obtienen como

CUADRO VI

Características de los radioisótopos producidos en la fisión atómica que tienen mayor importancia desde el punto de vista de su utilización (1)

Radioisótopo	*Rendimiento en la producción %*	*Periodo de vida media*	*Energía de las radiaciones emitidas en M.e.v.*	
			rayos beta	*rayos gamma*
Estroncio-89 . . .	4.6	55 días	1.50	—
Estroncio-90 . . .	5.3	25 años	0.61	—
Ytrio-91	5.4	57 días	1.53	—
Circonio-95	6.4	65 días	0.39	0.73
↓				
Columbio-95 . . .		35 días	0.15	0.76
Rutenio-106 . . .	3.7	41 días	0.25	0.5
↓				
Rodio-106		30 segundos	3.5	0.53
Cesio-137	6.2	33 años	0.5	—
↓				
Bario-137		2.6 minutos	—	0.66
Cerio-144	5.3	290 días	0.35	—
↓				
Praseodimio-144		17.5 minutos	3.0	0.2
Prometio-147 . .	2.4	4.4 años	0.22	

residuo de las plantas de recuperación del uranio y del plutonio contenidos en los combustibles agotados.

Dicho residuo está constituído por una solución acuosa que además de los productos de la fisión, arrastra consigo sales y otras sustancias contaminantes.

Después de la eliminación del agua por evaporación, se obtiene una masa heterogénea, que constituye los productos de la fisión en bruto.

Sometiendo estos productos a un tratamiento adecuado, es posible eliminar las sustancias no-radioactivas, obteniéndose así los productos de la fisión semi-refinados, que presentan una mayor concentración de sustancias radioactivas y por lo tanto una mayor actividad radioactiva (curies por kilogramo).

Una nueva etapa de tratamiento la puede constituir la separación por grupos de los radioisótopos contenidos en el producto semirefinado, con lo que se obtienen mezclas de productos de fisión que se caracterizan por tener una mayor especificidad en la radiación emitida.

Es posible obtener de esta manera mezclas que emitan solamente rayos beta; aun cuando en algunos casos existe la posibilidad de que se produzca la contaminación de estas mezclas con rayos gamma, como consecuencia del propio proceso de desintegración radioactiva de los constituyentes. Esto ocurriría si en la mezcla existieran cesio-137 o cerio-144, que aun cuando emiten solamente rayos beta, se transmutan respectivamente en bario-137 o praseodimio-144 que se desintegran a su vez con emisión de rayos gamma.

Todavía no se ha desarrollado suficientemente la separación individual en gran escala de los productos de la fisión. Por este motivo es de suponer que en la utilización inmediata se empleen los productos semi-refinados o al estado de mezclas de actividad específica; es decir de mezclas emisoras de rayos beta o de rayos gamma.

Empleo de los productos de la fisión como fuentes de rayos gamma. — Dentro de las aplicaciones de los productos de la fisión que utilizan la emisión de rayos gamma se encuentra el examen radiográfico, cuyo empleo ha adquirido una notable importancia dentro del campo industrial, como método de ensayo no destructivo.

Los rayos gamma generados por los productos de la fisión ofrecen grandes ventajas potenciales frente a los rayos X.

Es posible obtener fuentes compactas de emisión continua de energía radiante, colocando los productos de la fisión dentro de recipientes cerrados que pueden colocarse en cualquier parte de un proceso en donde se desee efectuar el contralor radiográfico, previéndose en cada caso la respectiva cubierta de protección ([2]).

Es indudable que son muy promisoras las perspectivas que se ofrecen a la difusión de fuentes de energía radiante tan sencillas, las que frente a los equipos de generación de rayos X ofrecen las ventajas de no exigir energía eléctrica para su funcionamiento y de no requerir tampoco, operaciones costosas de reparación y mantenimiento.

El empleo de rayos gamma de baja energía permite obtener radiografías muy nítidas; y se espera que con el empleo de los productos de la fisión como fuentes de rayos gamma, será posible conseguir un importante avance en el desarrollo del instrumento radioscópico de lectura directa ([2]).

Entre los competidores que pueden encontrar los productos de la fisión dentro de este campo de aplicación, se encuentra el cobalto-60, que presenta muchas ventajas como fuente de rayos gamma, cuya obtención en las pilas atómicas se está consiguiendo a bajo costo y bajo la forma de grandes unidades de radioactividad ([1]).

Empleo de las propiedades ionizantes de los productos de la fisión. — Una de las aplicaciones más simples que se presentan para los productos de la fisión, consiste en el empleo de las propiedades ionizantes de las radiaciones emitidas.

Así por ejemplo, por medio de los productos de la fisión será posible mantener en forma permanente la ionización del gas en los tubos fluorescentes, con lo que se reducirán los tiempos de puesta en marcha, así como los voltajes necesarios para ello.

También podrán emplearse los productos de la fisión para evitar la electrización estática de las máquinas en muchos procesos industriales. Para conseguir este resultado bastará ubicar pequeñas cantidades de radioisótopos en lugares convenientes para provocar la ionización del aire, lo que permitirá la fuga de las cargas estáticas.

Empleo de los productos de la fisión en la esterilización en frío. — Hay numerosos productos de uso médico y alimentos, que son muy sensibles a la acción del calor y que por

ello es difícil su esterilización. Esta operación puede realizarse por medio de la acción de los rayos gamma con la ventaja de que la esterilización puede llevarse a cabo después de cerrado el envase, lo que da mayores seguridades.

Los métodos actuales de esterilización por el calor, cambian en muchos casos el sabor de los alimentos. Este inconveniente no se presentaría en la esterilización con rayos gamma, que eliminaría la contaminación bacteriana conservando el sabor.

El empleo de los rayos gamma en la esterilización de elementos ha planteado varios interrogantes entre los cuales se presentan en primer término los siguientes ¿pueden producirse sustancias tóxicas como consecuencia de la esterilización de los alimentos y antibióticos mediante la acción de la energía radiante?; ¿se mantiene el valor nutritivo de los alimentos después de una intensa irradiación por rayos gamma?; ¿los antibióticos son terapéuticamente eficaces después de la irradiación?

Las respuestas a estas preguntas serán decisivas para el desarrollo en gran escala de los nuevos métodos de esterilización por la energía radiante. Con el objeto de conseguir dichas respuestas, se están realizando investigaciones intensivas utilizando los rayos gamma emitidos por el cobalto-60 en la esterilización de varios alimentos y antibióticos ([1]).

Puede asegurarse que en caso de obtenerse en estas investigaciones resultados favorables, se abrirá de inmediato un importante mercado para los productos de la fisión.

Conviene hacer notar que la esterilización por medio de radiaciones no puede aplicarse con carácter general, sino que obliga a considerar en cada caso la sensibilidad al efecto de las radiaciones, por parte de la sustancia a esterilizar.

Así por ejemplo, en la esterilización superficial de frutas y vegetales, sería necesario emplear radioelementos emisores de rayos beta, debido a su bajo poder penetrante.

Como en este caso estarían excluídos los radioisótopos emisores de rayos gamma, la esterilización haría necesaria la separación previa de los elementos constituyentes de los productos de la fisión, de acuerdo con las características de su emisión radioactiva. Esta separación sería siempre mucho más simple que la separación individual de cada uno de los radioisótopos.

Empleo de los productos de la fisión en la síntesis orgánica. — Teniendo en cuenta las importantes aplicaciones de la Fotoquímica en la síntesis orgánica, aparece como muy posible la utilización de la radiación gamma emitida por los productos brutos o refinados de la fisión en muchas reacciones fotosensibles.

Los rayos gamma podrían en este caso proporcionar la energía de arranque necesaria para la realización de muchas reacciones de halogenación sensibles a la luz.

También se presenta la posibilidad de que la energía radiante contenida en los rayos gamma de los productos de la fisión pueda emplearse para provocar el arranque de muchas oxidaciones difíciles ([2]).

Nuevas técnicas para el empleo de las radiaciones emitidas por los productos de la fisión. — La activación del fósforo por las radiaciones emitidas por los productos de la fisión, señala como muy posible el empleo de éstos en la fabricación de pigmentos luminiscentes, la que podría conseguir de esta manera un considerable avance.

Se recomienda para la activación del fósforo el preferente empleo de radioisótopos emisores de rayos beta, con lo cual la sustancia luminiscente se deteriora menos por los efectos de la radioactividad y se consigue una emisión luminosa más homogénea y de intensidad más constante ([3]).

Los productos de la fisión más indicados para esta técnica serían el estroncio-90, el tecnecio-99 y el prometio-147, porque no emiten rayos gamma y tienen largos períodos de vida media ([1]).

Las exigencias que se acaban de indicar para los radioisótopos a utilizarse en la activación del fósforo, obligarán a la separación previa de los productos de la fisión; existiendo la posibilidad de que pueda ser utilizada con tal fin la fracción emisora de rayos beta, sin necesidad de recurrir a la separación individual de los constituyentes.

También se ha anunciado como muy posible, el empleo de los productos de la fisión como agentes ionizantes, para favorecer la propagación de la llama en los motores de combustión interna y perfeccionar el funcionamiento de los quemadores utilizados en la generación de calor.

El reciente empleo de los radioisótopos para la generación de energía eléctrica, por acción directa en pequeños elementos portátiles, abre también una nueva posibilidad al

empleo de los productos de la fisión emisores de rayos beta, que por su abundancia, permitirían reducir considerablemente el costo de aquellos elementos ([2]).

El empleo de los radioisótopos en la conversión directa de la energía nuclear en energía eléctrica. — Se ha divulgado recientemente la construcción de pequeñas pilas en las que se genera corriente eléctrica como consecuencia de la acción de rayos beta de gran energía sobre cristales semi-conductores.

Como radioelemento emisor de rayos beta se ha elegido al radio-estroncio $^{90}_{38}Sr$, porque emite rayos beta de gran energía (0.54 M.e.v.) y tiene un período de vida media de 19.9 años.

Hay muchos radioisótopos que emiten rayos beta de mayor energía que los del estroncio-90; pero tienen el inconveniente de que su vida media es muy corta para este empleo.

Las pilas están constituídas por un pequeño disco de un cristal semi-conductor, que puede ser de germanio o silicio, a los que se agregan trazas de una sustancia extraña para facilitar su conductividad.

Sobre una de las caras del disco se aplica una pequeña capa de estroncio-90; verificándose que por cada rayo beta que incide sobre el cristal, se liberan en promedio 200.000 electrones lentos susceptibles de dar origen a una corriente eléctrica capaz de excitar un circuito electrónico.

La potencia así engendrada en pilas que contienen alrededor de un centígramo de estroncio-90 es del orden del millonésimo de watio; siendo el rendimiento de la pila del 1 %, valor que se espera llevar muy pronto al 10 %.

Como el volumen de estas pilas es del orden del centímetro cúbico o menos, su aplicación será indicada en circuitos que deban ocupar muy pequeño volumen; como por ejemplo, para la alimentación de receptores portátiles o de bolsillo.

Esta nueva técnica ofrece una importante aplicación a los radioisótipos artificiales generados en el transcurso de la fisión nuclear, entre los cuales se encuentra el estroncio-90 en una proporción del 5.3 %.

Podría pensarse en usar con aquel fin el cesio-137 que se forma en una proporción del 6.2 % durante la fisión del uranio-235. El cesio-137 tiene un período de vida media de 3 años y emite rayos beta con energías de 0.5 y 1.2 M.e.v. Sin embargo, no es posible emplear este radioelemento en la preparación de pilas portátiles, porque también emite rayos gamma de 0.662 M.e.v. de energía; en cambio el estroncio-90 no emite rayos gamma.

Referencias Bibliográficas

(1) P. M. Cook, W. E. Hosken, P. J. Lovewell. — Industrial uses of radioactive fission products. J. R. Bradford, Radioisotopes in Industry. Reinhold Publishing Corporation, New York (1953).

(2) Editorial. — Problems in the use of fission products. Nucleonics, 10, Nº 1, 45 (1952).

(3) S. A. Lough. — Distribution of radioisotopes by the Atomic Energy Commision. J. R. Bradford, Radioisotopes in Industry. Reinhold Publishing Corporation, New York (1953).

(4) A. F. Rupp. — Production and separation of radioisotopes. J. R. Bradford, Radioisotopes in Industrie. Reinhold Publishing Corporation, New York (1953).

Impresora L.I.G.U. - Cerrito 740